

EXPERIMENTO DE RESFRIAMENTO DO NÚCLEO DO REATOR IEA-R1 POR CONVECÇÃO DO AR APÓS ACIDENTE DE Esvaziamento DA PISCINA

Walmir Maximo Torres

Benedito Dias Baptista Filho

Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares - IPEN-CNEN/SP, Diretoria de Reatores – Divisão de Termo-Hidráulica. Travessa R 400, Cidade Universitária, 05508-970, São Paulo, SP, Brasil. E-mail: wmtorres@net.ipen.br

Resumo

Um dos acidentes postulados para um reator nuclear é a perda do refrigerante que pode provocar o descobrimento do núcleo. Num reator do tipo piscina como o IEA-R1, operando em potências superiores a 3 MW, esse acidente pode provocar a fusão de elementos combustíveis, liberando produtos de fissão. Isso torna necessária a instalação de um Sistema de Resfriamento de Emergência (SRE). Esse sistema deve ter características de ação passivas, com a aspersão de água sobre o núcleo, e alimentação por gravidade a partir de reservatórios elevados. Na avaliação desse sistema, deve-se comprovar que, esgotados os reservatórios, o resfriamento do núcleo é assegurado pela convecção natural do ar. Para isso são necessários testes que simulem os processos térmicos que ocorrem nessa condição. Este trabalho apresenta os resultados de distribuição de temperatura, numa seção de testes com placas aquecidas eletricamente, que simulam as condições de geração de calor no elemento mais quente do reator.

Palavras-chave: convecção natural, reator de pesquisa, segurança de reatores

1. INTRODUÇÃO

O IEA-R1 é um reator nuclear de pesquisas do tipo piscina, projetado pela Babcock & Wilcox, que atingiu sua primeira criticalidade em 1957, e até meados de 1977 operou a 2 MW de potência. Esse reator é utilizado em pesquisas básicas, treinamento, aplicações industriais, e principalmente na produção de radioisótopos para aplicação na saúde. Com o objetivo de produzir novos radiofármacos e aumentar a capacidade de produção dos produtos atuais, o reator passou por um programa de reformas, entre 1996 e 1997, para o aumento de sua potência de operação para 5MW. Vários reatores de pesquisa em todo o mundo passaram por reformas semelhantes, conforme descrevem Williams *et al* (1969) e Gehre *et al* (1989). Essas reformas implicam na reavaliação das condições de segurança dos reatores de acordo com as novas legislações impostas pelos órgãos de fiscalização e pelos novos desenvolvimentos tecnológicos. Webster (1967), baseado em resultados experimentais, concluiu que, reatores de pesquisas que utilizam elementos combustíveis do tipo placa MTR (Materials Testing Reactors), como os usados pelo IEA-R1, e operando com níveis de potência de até 3 MW não necessitam de SRE para mitigar as conseqüências de um acidente de perda de refrigerante. Nessas condições, caso ocorra o acidente, o fluxo de calor nas placas devido ao decaimento radioativo é baixo e o resfriamento por convecção natural com o ar é suficiente para manter a

temperatura das placas combustíveis dentro do limite de segurança. Entretanto, em níveis de potência acima de 3 MW, torna-se necessária a adoção de medidas de segurança adicionais que assegurem a integridade do núcleo após um acidente de perda de refrigerante. Um sistema de aspersão de água instalado acima do núcleo (SRE) é uma das medidas de segurança mais adotadas.

2. SISTEMA DE RESFRIAMENTO DE EMERGÊNCIA DO REATOR IEA-R1

O SRE do reator IEA-R1 possui dois reservatórios independentes com capacidade de 75 m³ cada, que alimentam dois ramos que estão ligados a um distribuidor dotado de bicos de aspersão. Cada reservatório pode fornecer uma vazão de 3,5 m³/h por um período superior a 20 horas. A escolha da vazão do sistema e a disposição dos bicos de aspersão no distribuidor foi baseada em experimentos independentes realizados por Torres (1997) e Torres *et al* (1997), respectivamente para: a) medir a distribuição da vazão sobre o núcleo e b) verificação da capacidade de resfriamento das placas pelo sistema de aspersão.

O SRE atua automaticamente comandado por sensores de nível localizados na piscina do reator, que enviam sinais para a abertura das válvulas solenóides, caso o nível da piscina esteja abaixo de um valor previamente estabelecido. Essas válvulas também podem ser comandadas manualmente através do painel de controle localizado estrategicamente na Sala de Emergência. Um dos ramos de alimentação do sistema passa através da Sala de Emergência e possui, além das válvulas solenóides, uma válvula de esfera manual de acionamento rápido. A abertura de apenas uma das cinco válvulas é suficiente para garantir a vazão necessária ao sistema, a qual é medida por um medidor eletromagnético.

O distribuidor, com sete bicos de aspersão consiste de uma montagem em forma de U fabricada com tubo de alumínio de 50,8 mm (2”), localizada acima do núcleo. Os bicos de aspersão foram selecionados e posicionados com base nos resultados de experimentos de distribuição de vazão sobre o núcleo. Para a realização de testes periódicos do sistema, antes do início de cada operação do reator, existe um distribuidor para testes com as mesmas características do dispositivo localizado na piscina. A Fig. 1 mostra um diagrama simplificado do SRE do reator IEA-R1.

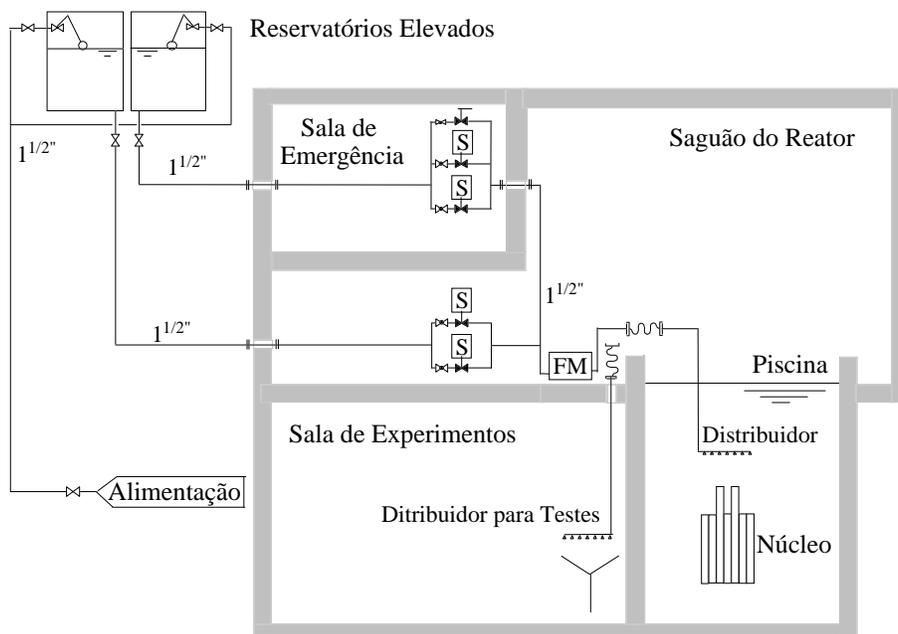


Figura 1. Sistema de Resfriamento de Emergência do Reator IEA-R1.

3. PARÂMETROS DE PROJETO DO SISTEMA

O núcleo do reator IEA-R1, com 25 (5x5) elementos combustíveis e após operar por um tempo infinito, apresenta uma curva de calor de decaimento conforme mostra a Fig. 2. Essa curva foi calculada utilizando-se o código ORIGEN desenvolvido por Croff (1980) e considera uma margem de +20% em todo o período de decaimento. Para essas condições, Maprelian (1997) calculou o tempo mínimo de 14 horas, após o desligamento do reator, para que o núcleo possa ser resfriado por convecção natural do ar, tendo como limite para a temperatura nas placas combustíveis o valor de 500°C. Durante esse período, o núcleo deve ser resfriado pela água da piscina, ou em caso de um acidente com esvaziamento da piscina, pelo sistema de resfriamento de emergência. Maprelian (1977) calculou também, o menor tempo (300s) para o esvaziamento da piscina caso ocorra o pior caso de ruptura na tubulação. Após esse intervalo de tempo, o máximo fluxo de calor no canal quente é igual a 1,13 W/cm².

Para a configuração de núcleo considerada, a distribuição de potência axial normalizada foi calculada utilizando-se os códigos LEOPARD modificado por Kerr *et al* (1991) para elementos combustíveis do tipo placa e CITATION desenvolvido por Fowler *et al* (1971). A Fig. 3 mostra a distribuição axial de potência acrescida de 10%. Assume-se, para fins de projeto, que essas curvas se mantenham durante o período de decaimento.

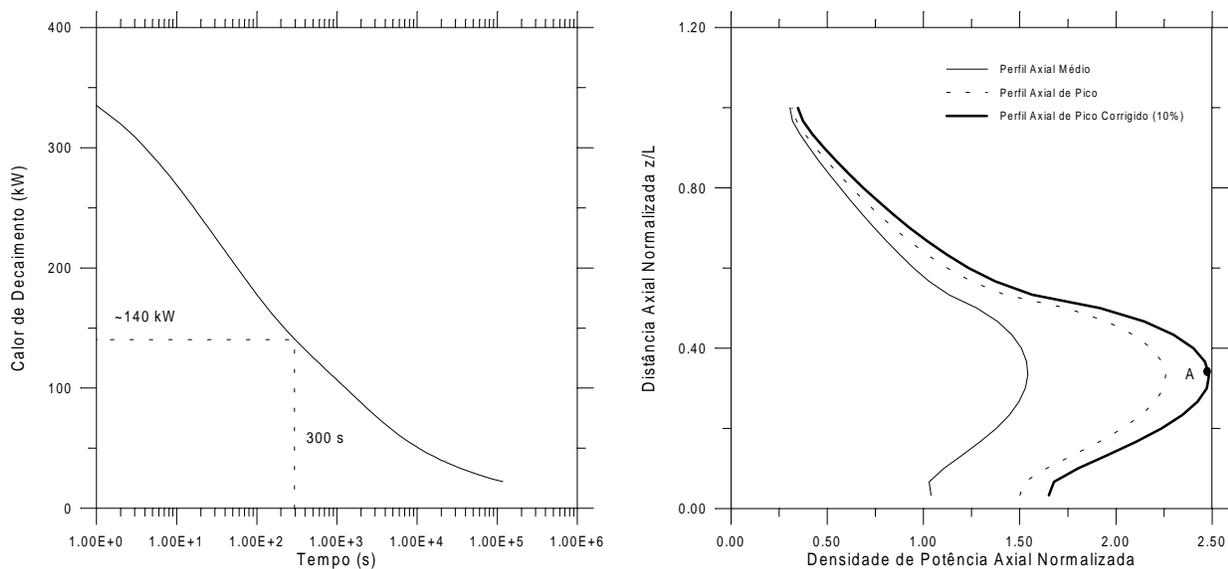


Figura 2. Calor de decaimento do IEA-R1 a 5MW. **Figura 3.** Distribuição axial de potência

4. EXPERIMENTOS

Para validar os parâmetros adotados para o projeto do sistema de resfriamento de emergência foram realizados dois experimentos: um experimento de distribuição de vazão sobre o núcleo e um experimento com placas aquecidas, ambos descritos a seguir.

4.1 Experimento de distribuição de vazão

Este experimento teve por objetivo a definição de aspectos geométricos do dispositivo de distribuição de vazão, tais como: quantidade, tipo, posição e orientação dos bicos de aspersão, além da posição relativa do distribuidor sobre o núcleo. Para isso, foi utilizado um circuito experimental e uma seção de testes para simular o núcleo do reator, conforme mostram as Fig. 4 e 5. O experimento consistiu em medir a quantidade de água recebida por cada um dos

componentes do núcleo durante um intervalo de tempo de funcionamento do sistema de distribuição.

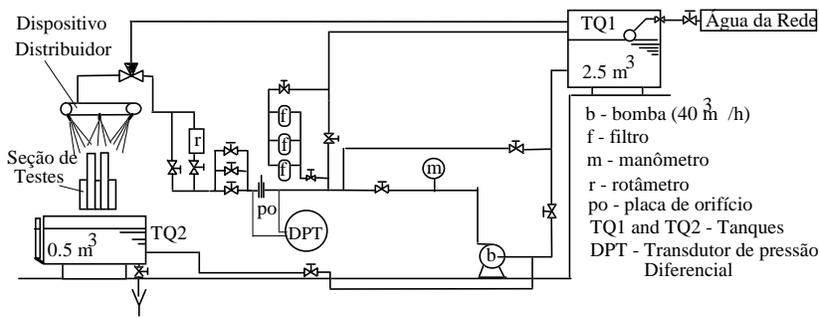


Figura 4. Circuito experimental e Seção de Testes

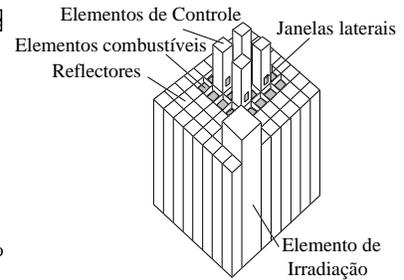


Figura 5. Seção de Testes

A Fig. 6 apresenta os resultados de distribuição de vazão normalizada para uma entre as várias configurações ensaiadas.

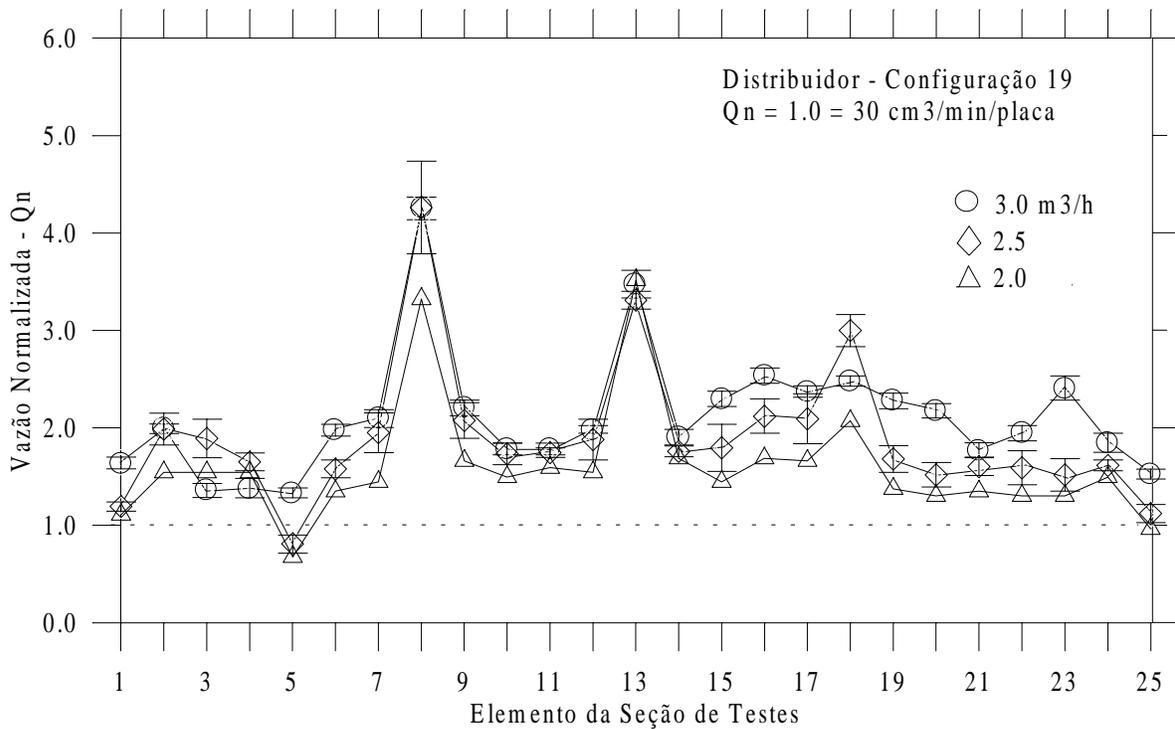


Figura 6. Distribuição de vazão normalizada

4.2 Experimento com placas aquecidas

Foram realizados dois tipos de experimentos com placas aquecidas: um experimento com placas aquecidas e SRE ligado, e um experimento com placas aquecidas e SRE desligado. O primeiro experimento teve como objetivo avaliar a eficácia do SRE no resfriamento das placas combustíveis durante o período inicial ($t < 14$ horas) após o esvaziamento da piscina, enquanto que o segundo teve como objetivo avaliar a capacidade de resfriamento do núcleo pelo ar por convecção natural após o desligamento do SRE ($t > 14$ horas), tendo ambos, o limite de 500°C para a temperatura nas placas. Os experimentos com placas aquecidas utilizaram uma seção de testes que simula as placas de um elemento combustível e as condições de geração de calor nessas placas devido ao calor de decaimento. Essa seção de

testes consiste de 4 placas (625x59x1,4 mm) ligadas em série e alimentadas diretamente por corrente elétrica contínua fornecida por um retificador de corrente que permite o ajuste de potência na forma de degraus. As placas são fabricadas em uma liga de 80% Ni e 20% Cr, e possuem 9 termopares do tipo K não aterrados de 0,5 mm com camisa de aço inoxidável, e estão isoladas da carcaça por placas de Celeron. Outras 12 placas sem aquecimento, fabricadas em alumínio, completam a seção de testes. A Fig. 7 mostra um desenho simplificado da seção de testes com o posicionamento dos termopares.

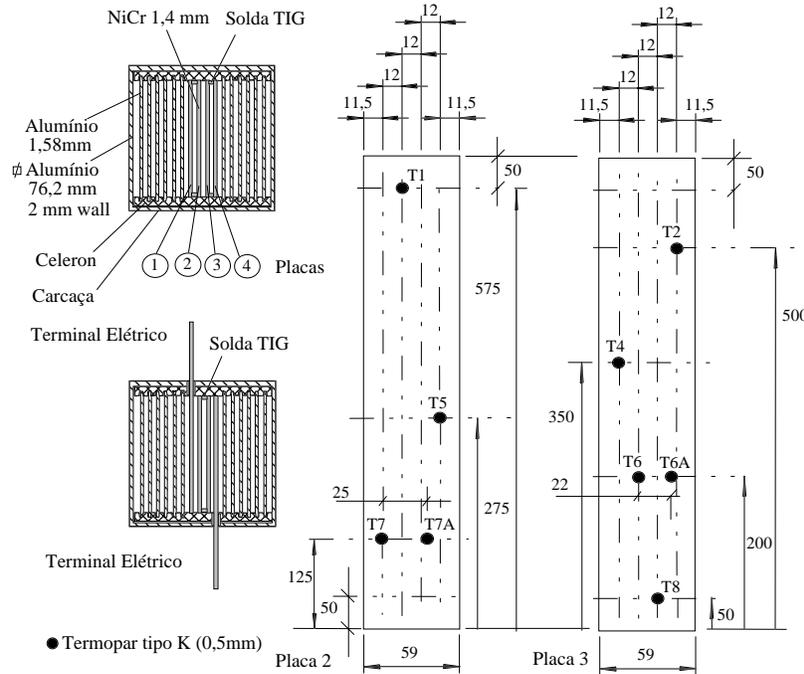


Figura 7. Seção de Testes e posicionamento dos termopares

4.2.1. Experimento com placas aquecidas e SRE ligado

Neste experimento utilizou-se a mesma montagem do experimento de distribuição de vazão, sendo que a seção de testes de placas aquecidas foi colocada em substituição a um dos elementos do conjunto experimental, mais especificamente o elemento no. 12. Devido às características construtivas da seção de testes de placas aquecidas, não é possível simular o perfil real da distribuição de potência nas placas, conforme mostrado na Fig. 3, sendo somente possível geração uniforme de calor. Vários testes foram realizados, porém o teste sob condições mais severas (teste STAR55) consistiu na aplicação de um fluxo de calor médio correspondente ao ponto A da Fig. 3, e decrescente no tempo como na curva de decaimento da Fig. 8. Isso representa um adicional de energia no canal entre placas maior que 60% com relação à condição real. As condições iniciais do teste correspondem ao instante 300s após o desligamento e a vazão de aspersão do SRE foi mantida constante e igual a 3,5 m³/h. As Fig. 8, 9 e 10 mostram respectivamente, o fluxo de calor médio na seção de testes e o comportamento temporal da temperatura medida pelos termopares nas placas e armazenadas por um sistema de aquisição de dados da National Instruments (1995) e um microcomputador com programa desenvolvido com o LabWindows/CVI. Observa-se um período crítico na ½ hora inicial do transiente, com temperaturas elevadas sem contudo atingir o limite de 500°C. Após esse período inicial, a temperatura máxima cai para valores da ordem de 200°C.

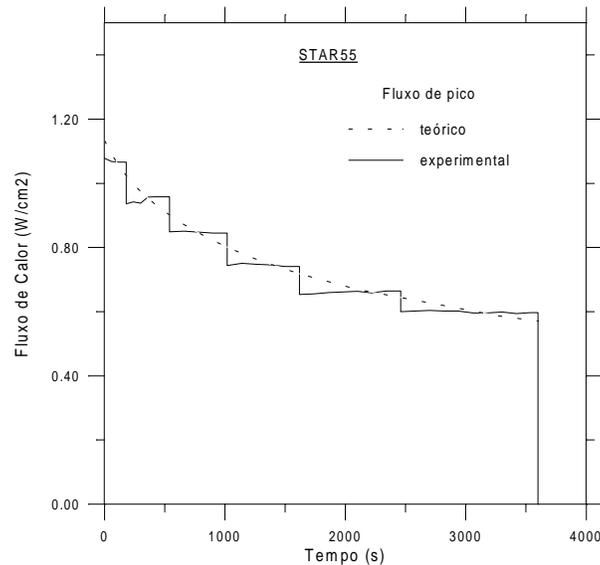


Figura 8. Fluxo de calor na Seção de Testes – STAR55

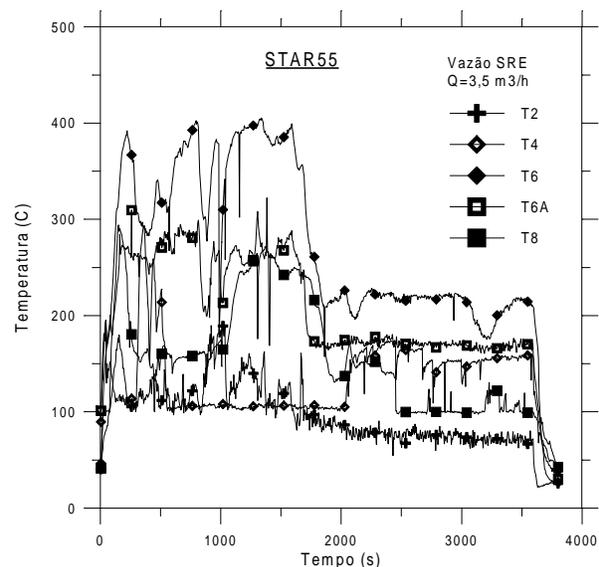
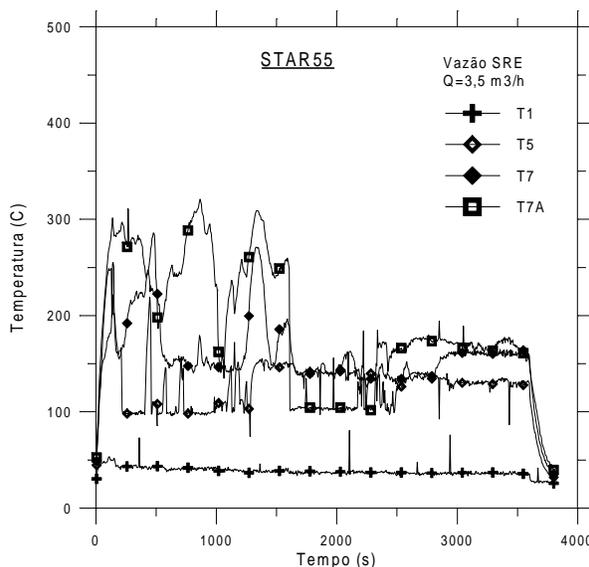


Figura 9. Temperatura na placa 2 – STAR55 **Figura 10.** Temperatura na placa 3 – STAR55

4.2.1. Experimento com placas aquecidas e SRE desligado

Este experimento utilizou a seção de testes de placas aquecidas montada fora do local usado no experimento anterior, uma vez não considera a operação do SRE. Neste experimento foram realizados testes para a verificação da capacidade de resfriamento do núcleo por convecção natural do ar para várias condições de aquecimento das placas. As condições de geração de calor impostas às placas correspondem àquelas existentes após 14 horas do desligamento do reator. Considerando o regime de operação desejado para o reator IEA-R1 em 5MW, ou seja, o reator opera por 100 horas, fica desligado por 68 horas, volta a operar por mais 100 horas e fica desligado por 236 horas, reiniciando o ciclo; nestas condições, o fluxo de calor no elemento combustível mais quente após 14 horas do desligamento é de $0,086 \text{ W/cm}^2$, já considerados os fatores de incerteza na potência de decaimento (+10%) e de sobrepotência (+10%). Para estes testes utilizou-se, acoplados aos termopares, mostradores digitais portáteis, sendo o registro dos valores de temperatura feito manualmente. As Fig. 11 a

14 apresentam respectivamente, as condições de fluxo de calor médio nas placas e os valores de temperatura registrados. Pode-se observar que, mesmo para condições mais severas de geração de calor do que aquelas previstas, a temperatura máxima nas placas não atinge o limite de 500°C.

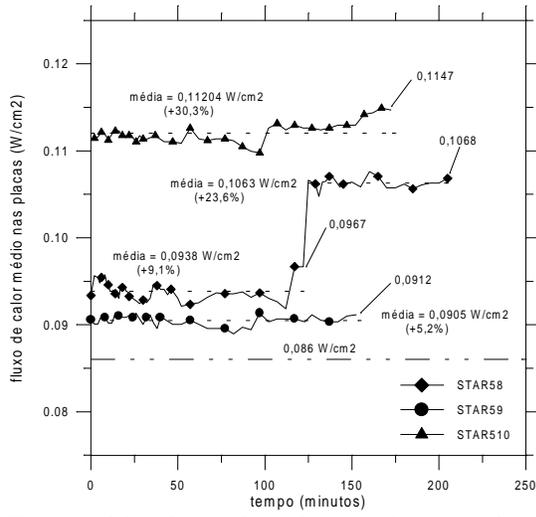


Figura 11. Fluxo de calor médio nas placas

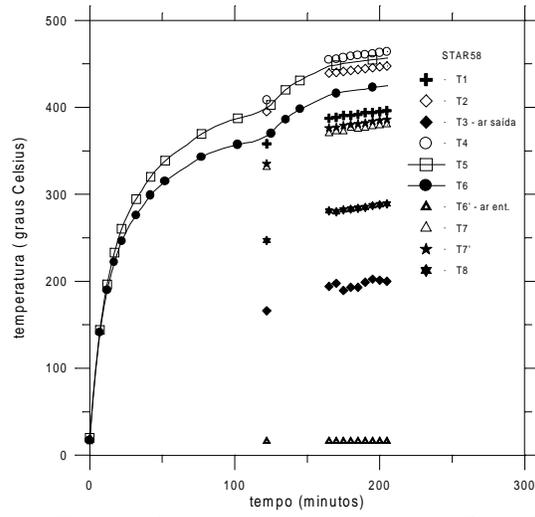


Figura 12. Temperatura – teste STAR58

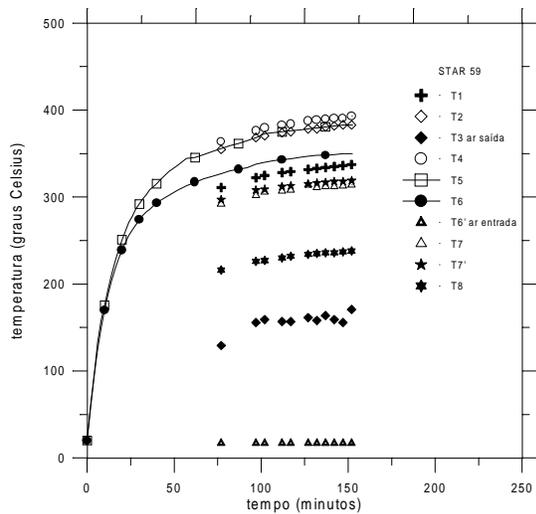


Figura 13. Temperatura – teste STAR59

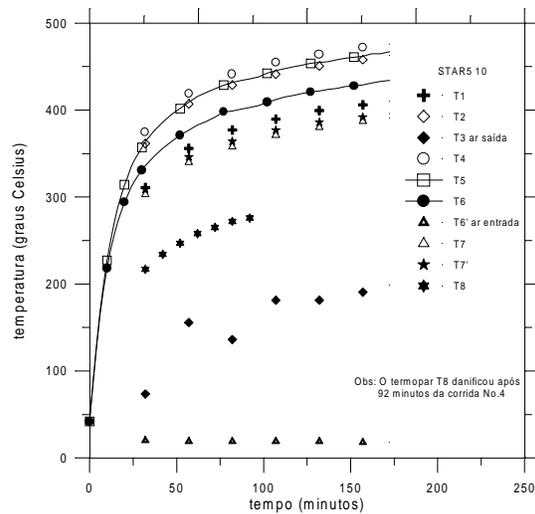


Figura 14. Temperatura – teste STAR510

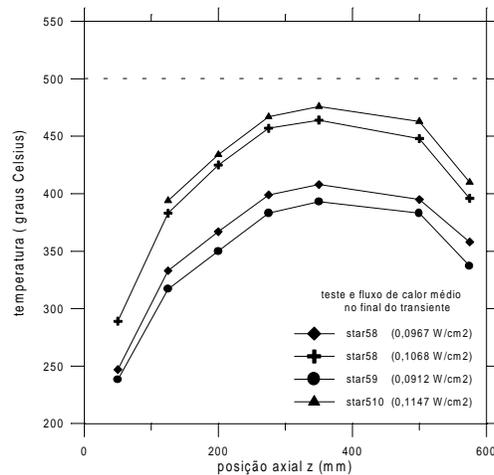


Figura 15. Variação longitudinal da temperatura nas placas

A Fig. 15 mostra a variação da temperatura ao longo da placa. Observa-se um forte efeito de dissipação nas extremidades, principalmente na extremidade superior onde a temperatura é mais elevada (a partir de 400 mm). Esse efeito somente pode ser produzido pela dissipação do calor por irradiação térmica para as placas vizinhas e para o ambiente através do topo do elemento, e por condução térmica através dos terminais elétricos que conectam as duas placas mais externas aos cabos do retificador e ainda, pela redução na densidade de potência determinada pelo acoplamento (solda) de placas consecutivas. Na ausência dessa dissipação o comportamento da temperatura seria sempre crescente com o aumento de z (posição). Apesar de se constatar que o limite de temperatura para o IEA-R1 não será atingido, esse resultado indica que, pelo interesse técnico, uma nova seção de testes deverá ser concebida e os testes refeitos para investigar os fenômenos que controlam essa dissipação.

5. CONCLUSÕES

Dos resultados do experimento com placas aquecidas e sem o SRE pode-se concluir que, se o reator IEA-R1 operar de acordo com o regime previsto, após 14 horas do desligamento, seu núcleo pode ficar sem resfriamento por água, sem que a temperatura máxima nas placas de seu elemento combustível mais quente atinja o limite de 500 °C. Novos experimentos estão previstos em uma nova seção de testes para verificação dos efeitos de dissipação térmica.

6. REFERÊNCIAS

- Croff, A.G., 1980, “ORIGEN-2 Isotope Generation and Depletion Code”, ORNL-TM-7175, Oak Ridge National Laboratory
- Fowler, T.B., Vondy, D.R. and Cunnigham, G.W., 1971, “Nuclear Reactor Core Analysis Code: CITATION”ORNL-TM-2496 version 2, Oak Ridge National Laboratory
- Gehre, G., Hieronymus, W., Kampf, T., Ringel, V. and Roßbänder, W., 1989, “The modification of Rossendorf research reactor – technical performance and responsibility of control and licence authorities”, Proceedings of International Symposium on Research Reactor Safety Operations and Modifications, vol.3, Ontario, Canada, pp849
- Kerr, W., King, J.S., Martin, J.C. and Wehe, D.K., 1991, “The nuclear Ford reactor demonstration project goes the evaluation and analysis of low enrichment fuel – Final Report”, ANL/RERTR/TM-17, Argonne National Laboratory, Argonne
- Maprelian, E., 1997, “Programas LOSS e TEMPLOCA para Análise de Acidentes de Perda de Refrigerante no IEA-R1”, Relatório IPEN no. PSI.RAS.IPEN.004-RELT.001.R00
- National Instruments, 1995, “LabWindows/CVI – Visual Programming For Instrumentation – Programmer Reference Manual
- Torres, W.M., 1997, “Distribuição de Vazão para definição do Distribuidor do Sistema de Resfriamento de Emergência do Reator IEA-R1”, Relatório IPEN no. PSI.RES.IEAR1.002-RELT.006.R00
- Torres, W.M., Baptista F^o, B.D. e Ting, D.K.S., 1997, “Experimento do SRE para Certificação do IEA-R1”, Relatório IPEN no. PSI.RES.IEAR1.002-RELT.008.R00
- Webster, C.C., 1967, “Water-loss tests in water-cooled and moderated Research Reactors”, Nuclear Safety 8(6),590
- Williams, H.T., Stopinski, O.W., Yarnell, J.L., Lyle, A.R., Warner, C.L. and Maine, H.L., 1969, “Status Report on Omega West Reactor, with Revised Safety Analysis”, LA-4192.30