



V CONGRESSO NACIONAL DE ENGENHARIA MECÂNICA
V NATIONAL CONGRESS OF MECHANICAL ENGINEERING
18 a 22 de agosto de 2008 – Salvador – Bahia - Brasil
August 18 – 21, 2008 - Salvador – Bahia – Brazil

AVALIAÇÃO EXPERIMENTAL DA CONVECÇÃO NATURAL E DA ALTURA DO EFEITO CHAMINÉ NO REATOR NUCLEAR DE PESQUISA TRIGA IPR-R1

Amir Zacarias Mesquita, amir@cdtn.br¹
Hugo Cesar Rezende, hcr@cdtn.br¹

¹Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear/Comissão Nacional de Energia Nuclear – CDTN/CNEN, Campus da UFMG – Pampulha, CEP 30.161-970, Caixa Postal 941, Belo Horizonte MG.

Resumo: Os reatores nucleares de pesquisa tipo TRIGA (Training, Research, Isotopes, General Atomic) são considerados inerentemente seguros devido, principalmente, ao seu sistema passivo de remoção do calor gerado pelos combustíveis. O Reator TRIGA IPR-R1 do Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (Belo Horizonte) opera a uma potência térmica estacionária máxima de 250 kW. O núcleo do reator situa-se em um poço cilíndrico de cerca de 6 m de profundidade. A refrigeração dos elementos combustíveis no núcleo é feita pela circulação natural de água leve ao longo dos canais de refrigeração. Aqui são descritos os experimentos realizados com a finalidade de conhecer o mecanismo de convecção natural no núcleo e ao longo da piscina. Para a medida de temperatura nos canais de refrigeração do núcleo, utilizaram-se duas sondas com termopares. Para a medida de temperatura no poço, nove termopares foram distribuídos axialmente ao longo do poço. Os sinais foram monitorados, em tempo real, na tela do computador do sistema de aquisição de dados. Os resultados obtidos foram comparados tanto com experimentos semelhantes, realizados em outros reatores, quanto com previsões teóricas. A altura do efeito chaminé é considerada como a distância entre a saída do canal e o plano das isoterms do fluido acima do núcleo. A altura do efeito chaminé foi avaliada experimentalmente em função dos níveis de potências de operação do reator.

Palavras-chave: TRIGA, reator nuclear de pesquisa, convecção natural, combustível nuclear.

1. INTRODUÇÃO

O Reator Nuclear TRIGA IPR-R1 (Fig. 1), do Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear – CDTN, é um modelo *Mark I*, fabricado pela *General Atomic* de San Diego – Califórnia, refrigerado por água leve desmineralizada e tendo como combustível urânio enriquecido a 20% em ²³⁵U. Foi projetado para treinamento, pesquisa, ativação neutrônica de materiais e produção de radioisótopos. Os reatores TRIGA são caracterizados pela sua segurança intrínseca devido, principalmente, ao grande coeficiente negativo de temperatura/reactividade. Isto significa que um aumento da potência leva a um conseqüente aumento da temperatura da mistura combustível-moderador, causando o aparecimento de uma reatividade negativa que amortece gradualmente a taxa de aumento de potência e esta tende a se estabilizar. Outras características de segurança dos reatores TRIGA são a alta retenção dos produtos de fissão no combustível, mesmo que o revestimento venha a sofrer falha, e um sistema passivo de remoção de calor no núcleo durante as operações. O IPR-R1 é um reator nuclear de pesquisa do tipo piscina, refrigerado por circulação natural. O calor acumulado na água do poço pode, opcionalmente, ser removido por circulação forçada por um sistema de refrigeração dotado de circuito primário e circuito secundário.

As principais formas de utilização do Reator TRIGA IPR-R1 são a ativação neutrônica e a produção de radioisótopos sendo, pois, otimizado para a utilização dos fluxos de nêutrons. Várias pesquisas na área de neutrônica já foram realizadas em suas instalações, mas existe uma carência de dados, principalmente experimentais, sobre seu comportamento termo-hidráulico. Realizaram-se pois, medidas de temperaturas nos canais de refrigeração do núcleo e ao longo da piscina, com o reator operando em vários níveis de potência. Assim, puderam-se avaliar experimentalmente vários parâmetros da refrigeração natural, como a vazão do refrigerante no núcleo e a altura do efeito chaminé, em função das potências de operação. A altura do efeito chaminé, neste caso uma chaminé virtual, pois ela não existe fisicamente, é considerada como a distância entre a saída do canal e o plano das isoterms do fluido acima do núcleo.

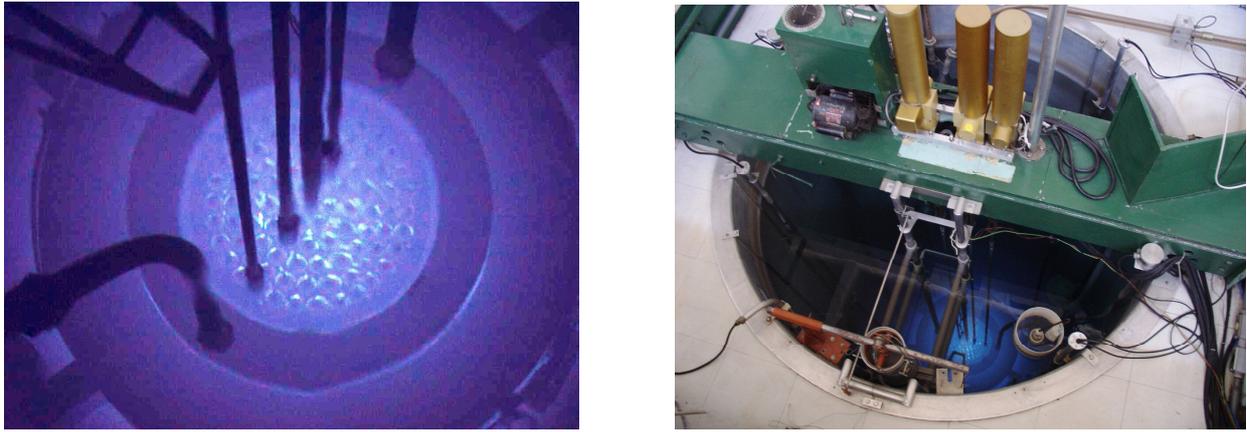


Figura 1. Vista do núcleo e do poço Reator Nuclear de Pesquisa TRIGA IPR-R1, com o reator crítico.

2. MEDIDA DE TEMPERATURA NO NÚCLEO

A monitoração de temperatura no núcleo do reator foi feita por meio de dois termopares, posicionados em dois canais distintos, sendo um à entrada (TMP 7) e o outro à saída do canal (TMP 6), conforme mostrado na Fig. 2. Os dois termopares foram fixados em duas sondas de alumínio, que foram apoiadas na placa superior do núcleo do reator e desceram através de orifícios de 8 mm de diâmetro existentes nesta placa. As sondas possuem diâmetros de 7,9 mm, para não permitir sua inclinação dentro do canal de modo a não tocarem as paredes dos combustíveis. A primeira sonda foi construída com um comprimento tal que permite posicionar o termopar logo abaixo do início do comprimento aquecido, atravessando verticalmente toda a extensão do canal. Para o levantamento do perfil de temperatura ao longo do canal, esta sonda foi erguida em passos de 5 cm em 5 cm. A segunda sonda, apresenta um comprimento suficiente apenas para posicionar o termopar imediatamente acima do comprimento aquecido. O objetivo deste posicionamento é permitir a obtenção da variação da temperatura da água ao percorrer o núcleo do reator.

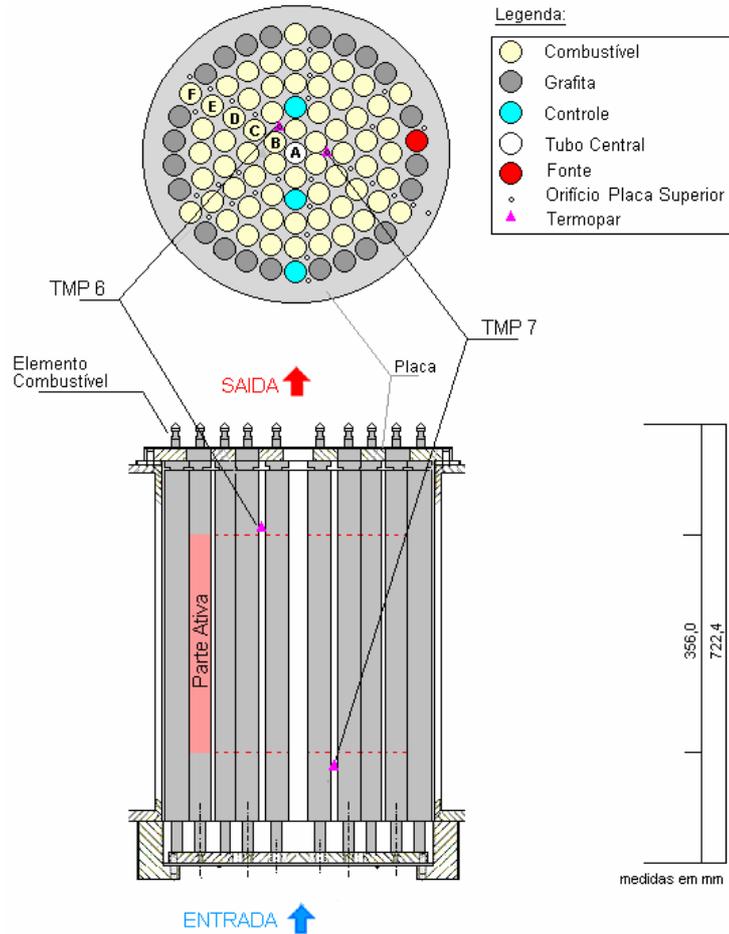


Figura 2. Localização dos termopares no núcleo do reator.

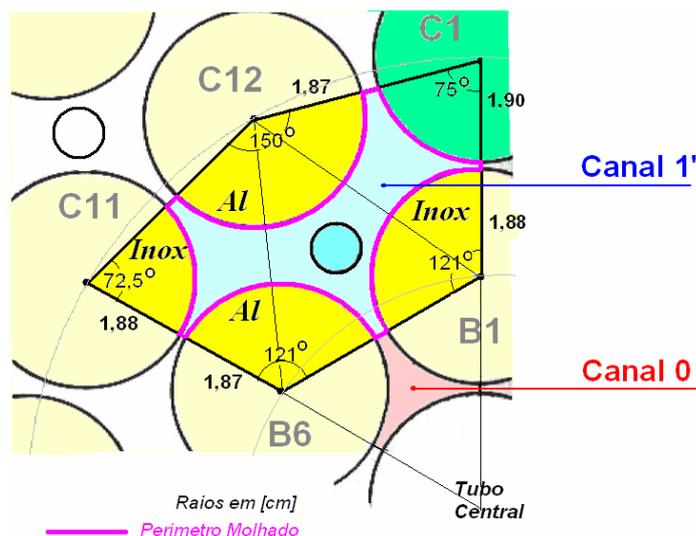


Figura 4. Canais mais aquecidos do núcleo do reator.

Na Tabela 1 tem-se os dados do Canal 0 e do Canal 1' e o percentual de contribuição de potência de cada combustível para o aumento de temperatura da água ao longo deles.

Tabela 1. Dados do Canal 0 e do Canal 1' (Mesquita, 2005).

	Canal 0	Canal 1'	Unidade
Área (A)	1,574	8,214	cm ²
Perímetro Molhado (P _w)	5,901	17,643	cm
Perímetro Aquecido (P _h)	3,906	15,156	cm
Diâmetro Hidráulico (D _w)	1,067	1,862	cm
Diâmetro do Combustível B1 e C11 (inox.)	3,76	3,76	cm
Diâmetro do Combustível B6 e C12 (Al)	3,73	3,73	cm
Diâmetro da Barra de Controle C1	3,80	3,80	cm
Diâmetro do Tubo Central	3,81	3,81	cm
Potência Total do Núcleo (265 kW)	100	100	%
Contribuição do Combustível B1 (aço)	0,54	1,11	%
Contribuição do Combustível B6 (Al)	0,46	0,94	%
Contribuição do Combustível C11 (aço)	-	0,57	%
Contribuição do Combustível C12 (Al)	-	1,08	%
Total Potência no Canal	1,00	3,70	%

No processo de convecção natural que ocorre neste reator, as forças de circulação provêm das diferenças de densidades entre as camadas de água ao longo dos canais de refrigeração. Contra estas forças agem as perdas por expansão e contração das áreas de escoamento na entrada e saída do canal, as perdas de energia cinética e potencial e as perdas por atrito.

A água entra no canal pelos orifícios da placa inferior, percorre uma região não aquecida de grafite, passa pela região ativa retirando o calor do elemento combustível, passa na região de grafita não aquecida e sai do canal nos espaços existentes entre as cabeças dos elementos combustíveis e a placa superior.

Medidas diretas do fluxo de massa nos canais do núcleo não são possíveis por causa do pequeno tamanho dos canais, da baixa precisão dos medidores, além de ocorrer distúrbio na velocidade do fluido. O fluxo de massa no canal é dado pela vazão de massa dividida pela área do canal. A vazão de massa pode ser determinada indiretamente através do balanço térmico do fluido através do núcleo utilizando a medida da temperatura da água na entrada e na saída do canal, ou seja:

$$q = \dot{m} c_p \Delta T \quad , \quad (1)$$

onde: q é a potência fornecida ao canal em [kW], \dot{m} é a vazão mássica no canal em [kg/s], c_p é o calor específico isobárico da água em [J/kgK] e ΔT é a diferença de temperatura entre a entrada e a saída do canal em [°C].

Na Tabela 2 tem-se os dados do refrigerante em função da potência fornecida aos Canais 1' e 0. Na tabela o fluxo de massa G é dado por: $G = \dot{m} / \text{área do canal}$. A velocidade u é dada por: $u = G/\rho$, sendo ρ a densidade da água (995 kg/m³). Os valores das propriedades termodinâmicas da água à pressão de 1,5 bar em função da temperatura média do fluido no canal foram estimados, por interpolação, da tabela fornecida por Wagner e Kruse (1998).

Tabela 2. Propriedades do refrigerante nos canais quentes do núcleo do reator.

q Núcleo [kW]	q Canal [kW]	ΔT [°C]	c_p [kJ/kgK]	\dot{m} [kg/s]	G [kg/m ² s]	u [m/s]	μ [10 ⁻³ kg/ms]	k [W/mK]	Re	Pr
Canal 1'										
265	9,81	13,9	4,1809	0,169	205,40	0,21	0,549	0,639	6968	3,6
212	7,84	9,6	4,1800	0,195	237,98	0,24	0,575	0,638	7708	3,8
160	5,92	7,0	4,1795	0,202	246,35	0,25	0,596	0,636	7697	3,9
108	4,00	4,6	4,1793	0,208	253,05	0,25	0,620	0,634	7601	4,1
53	1,96	2,5	4,1789	0,188	228,52	0,23	0,638	0,632	6670	4,2
35	1,30	1,8	4,1780	0,172	209,64	0,21	0,642	0,630	6081	4,3
Canal 0										
265	2,65	13,9	4,1809	0,046	289,71	0,29	0,549	0,639	5630	3,6
212	2,12	9,6	4,1800	0,053	335,65	0,34	0,575	0,638	6228	3,8
160	1,6	7,0	4,1795	0,055	347,45	0,35	0,596	0,636	6220	3,9
108	1,08	4,6	4,1793	0,056	356,91	0,36	0,620	0,634	6142	4,1
53	0,53	2,5	4,1789	0,051	322,31	0,32	0,638	0,632	5390	4,2
35	0,35	1,8	4,1780	0,047	295,68	0,30	0,642	0,630	4914	4,3

4.2 Perfil Axial de Temperatura no Canal do Núcleo

Com as temperaturas do reator em equilíbrio térmico com o meio, operando nas potências de 106 kW e depois em 265 kW, a sonda do Canal 1', que mede a temperatura da entrada deste canal, foi erguida da posição inferior até a saída do núcleo e a temperatura foi registrada. Os valores obtidos são mostrados no gráfico da Figura 5. No gráfico tem-se também resultados experimentais obtidos por Büke e Yavuz (2000), Bärns e Vaurio (1966) e Haag (1971) e os valores encontrados com código PANTERA.

Apesar do Canal 1' situar-se ao lado da barra de controle, o perfil axial de temperatura não sofreu influência de uma possível deformação do fluxo neutrônico provocado pela barra, pois esta se encontrava na sua posição superior, isto é, fora do núcleo.

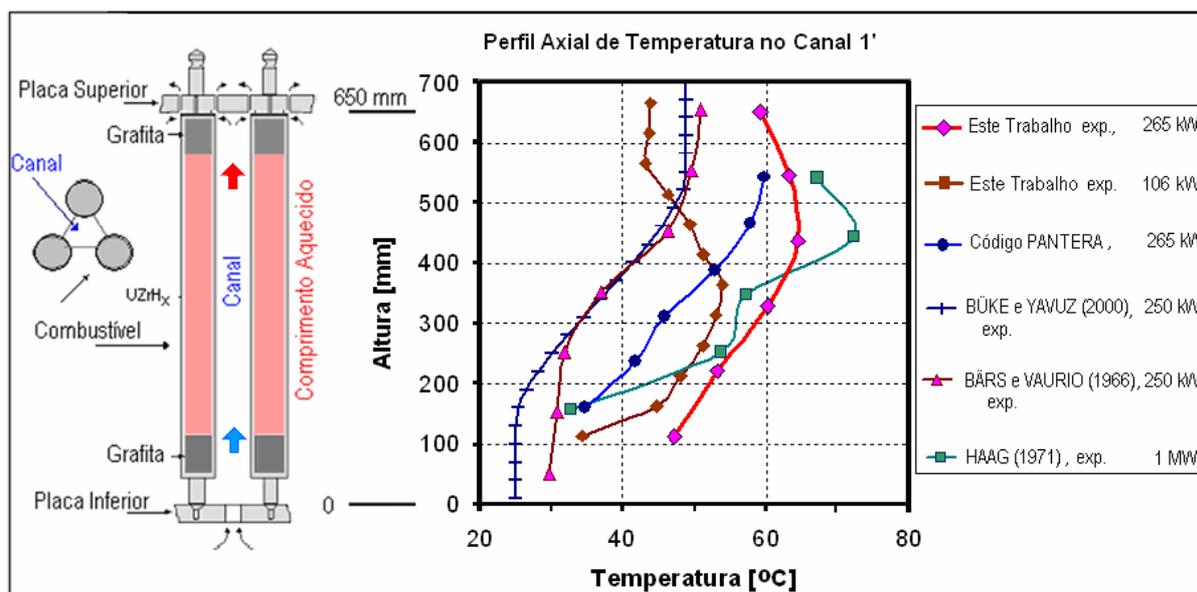


Figura 5. Variação da temperatura ao longo do Canal 1'.

Na potência de 106 kW a temperatura atinge um valor máximo próximo à altura do centro do combustível. Em 265 kW este valor máximo ocorre um pouco acima do centro. Haag (1971) obteve uma curva similar, operando à potência de 1 MW. Uma possível explicação para este decréscimo da temperatura do fluido após passar pela parte ativa do

combustível, seria a existência de fluxo cruzado de água vindo de canais mais frios na periferia do núcleo. Em todas as referências consultadas, para reatores de potência, o perfil ao longo do canal é sempre mostrado de modo crescente.

4.3 Distribuição de Temperaturas no Poço

O reator ficou crítico em 265 kW durante cerca de 8 h, quando então as temperaturas do poço entraram em equilíbrio térmico com o meio ambiente, isto é, observou-se que as várias temperaturas do poço mantiveram uma diferença constante em relação à temperatura do ar e do lençol freático (o tanque do reator situa-se abaixo do nível do solo).

A Figura 6 mostra a evolução das temperaturas no poço, de entrada e saída do canal de refrigeração do núcleo mais próximos da posição do combustível B1 (Canal 1), até alcançarem o equilíbrio térmico com o meio ambiente. O estado estacionário só foi atingindo cerca de 7 horas após o início da operação. A resposta do termopar TMP 8 (Poço Sup 1), que mediria a temperatura na parte superior do poço, não está representada nos gráficos. Após os testes descobriu-se que seus termoelementos estavam em “curto-circuito” em algum ponto fora do poço, estando ele indicando a temperatura ambiente. Suas leituras foram descartadas.

O gráfico da Figura 7 mostra as temperaturas do poço e do canal de refrigeração do núcleo durante o equilíbrio térmico. Pode-se observar pelo gráfico que a temperatura do termopar situado a 143 mm acima da placa superior (Inf 7) registra uma temperatura em um patamar mais elevado do que os outros termopares localizados acima do núcleo, mostrando que o “efeito chaminé” tem uma altura muito pequena, no máximo 400 mm acima do núcleo, concordando com o trabalho experimental de Rao et al. (1988). Na Tabela 3 têm-se os valores médios medidos durante o regime permanente, isto é, durante a última 1 h do final da operação de 8 h em 265 kW.

Tabela 3. Temperaturas médias no poço e núcleo no equilíbrio térmico em 265 kW.

Distância do Núcleo [mm]	Localização no Poço	Número do Sensor	Temperatura [°C]
-	Saída Primário	AI 3	35,1
5383	Ar	TMP 4	29,9
3083	Sup 2	TMP 9	44,6
2113	Inf 1	TMP 10	45,3
1783	Inf 2	TMP 11	46,6
1453	Inf 3	TMP 12	46,8
1123	Inf 4	TMP 13	47,4
793	Inf 5	TMP 14	48,0
463	Inf 6	TMP 15	48,6
143	Inf 7	TMP 16	57,1
-	Saída Canal 1	TMP 7	60,7
-	Entr Canal 1'	TMP 6	47,1
~300 (abaixo do núcleo)	Entr Primário	AI 2	41,7

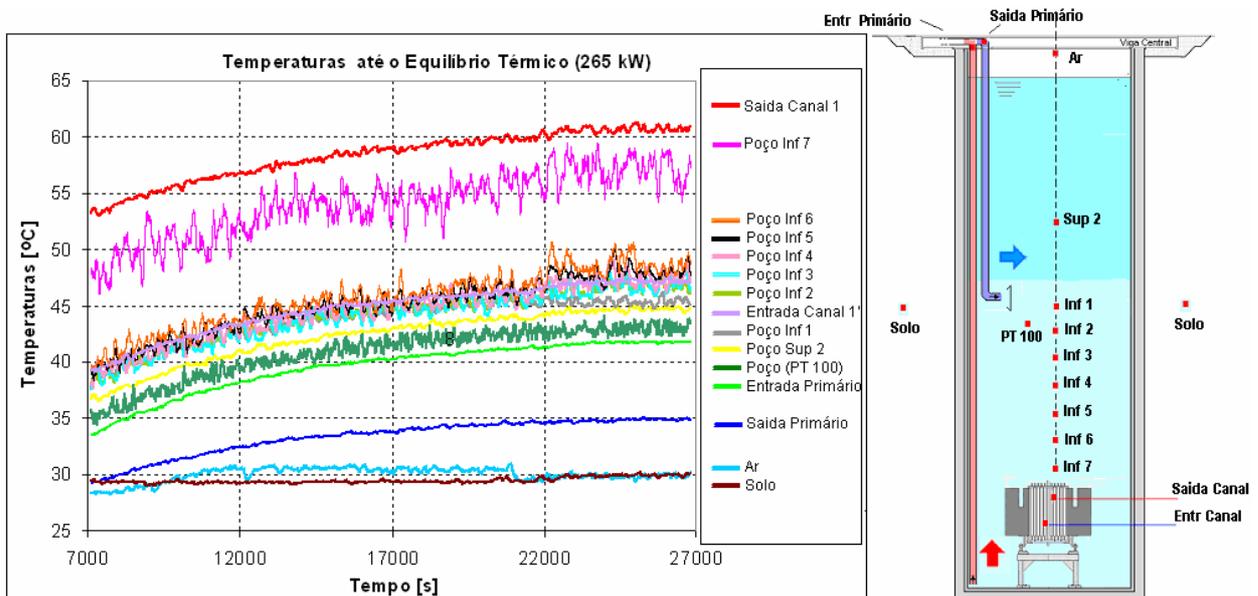


Figura 6. Evolução das temperaturas no poço em 265 kW.

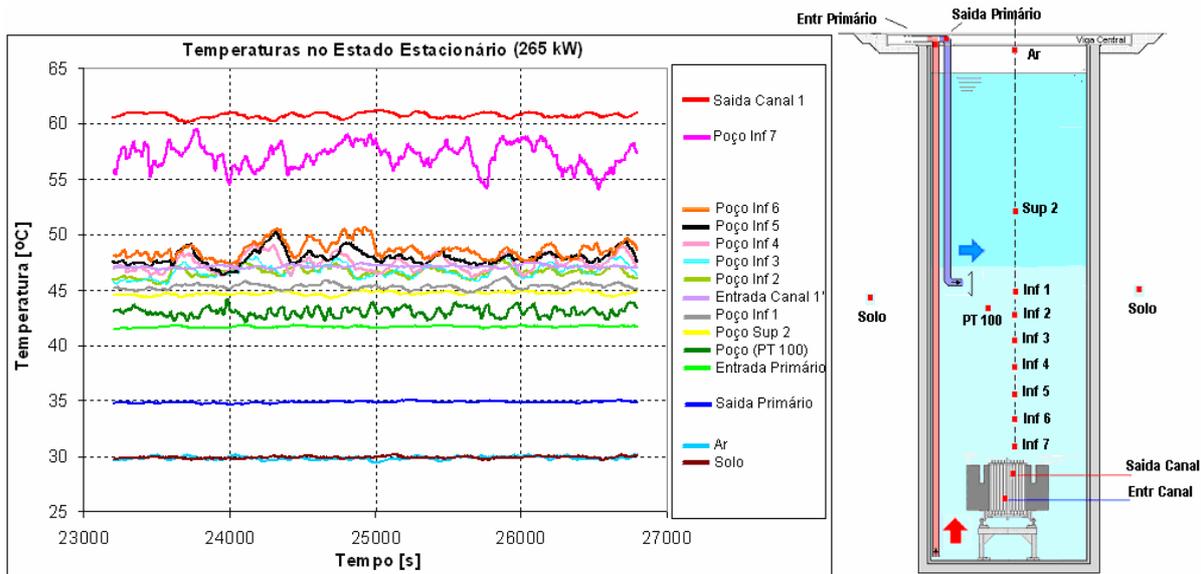


Figura 7. Temperaturas no poço durante o equilíbrio térmico (265 kW).

5 CONCLUSÕES

As medidas de temperatura no canal mais quente do núcleo mostraram que a temperatura da água atinge um máximo pouco acima do centro da parte ativa do elemento combustível, ocorrendo em seguida um pequeno decréscimo na temperatura. As medidas no poço mostraram que as temperaturas se tornam praticamente uniformes a uns poucos centímetros acima do núcleo, indicando que o efeito chaminé (virtual), definido como a altura acima do núcleo na qual ocorre a circulação do fluido devido à diferença de densidade causada pela variação de temperatura, possui uma altura muito pequena e depende da potência de operação e da temperatura média do fluido.

Como se pode observar nas Figuras 6 e 7, o ponto onde se coleta a água para o circuito de refrigeração, é o local onde se mediu a temperatura mais baixa no poço, isto é, a captação de água deveria ser feita em um local acima do núcleo onde a água é mais quente, melhorando o rendimento. De qualquer modo as experiências mostraram a eficiência da circulação natural na remoção do calor gerado pelas fissões nucleares no núcleo. A circulação forçada tem a dupla finalidade de diminuir os níveis de radiação na sala do reator e diminuir a temperatura do poço quando se atinge o equilíbrio térmico com o meio.

6 AGRADECIMENTOS

Os autores expressam aqui seu agradecimento aos operadores do Reator Nuclear de Pesquisa TRIGA IPR-R1 pela ajuda durante os experimentos, a Fundação de Amparo à Pesquisa do Estado de Minas Gerais (FAPEMIG) e ao Conselho Nacional de Desenvolvimento Científico e Tecnológico (CNPq) pelo apoio financeiro parcial.

7 REFERÊNCIAS

- Mesquita, A.Z., 2005, "Investigação Experimental da Distribuição de Temperaturas no Reator Nuclear de Pesquisa TRIGA IPR-R1", Tese de Doutorado, Universidade Estadual de Campinas, São Paulo, 168p.
- Büke, T; Yavuz, H., 2000, "Thermal-hydraulic analysis of the ITU TRIGA Mark-II reactor". Proceedings of the 1st Eurasia Conference on Nuclear Science and its Application. Izmir, Turquia. 23-27 Oct., p. 333-347.
- Bärs, B.; Vaurio, J., 1966, "Power Increasing Experiments on a TRIGA Reactor". Technical University of Helsinki, Department of Technical Physics. Otaniemi Filand. Report No. 445, 19 p.
- Wagner, W; Kruse, 1998, A. "Properties of Water and Steam – The Industrial Standard IAPWS-IF97 for the Thermodynamics Properties", Springer, Berlin, 354p.
- Haag, J.A., 1971, "Thermal analysis of the Pennsylvania State TRIGA Reactor". M. Sc Dissertation, The Graduate School, Department of Nuclear Engineering, Pennsylvania, 96 p.
- Rao, D.V. et al., 1988, "Thermal Hydraulics for Sandia's Annular Core Research Reactor", Proceedings of the Eleventh Biennial U.S. TRIGA Users' Conference, Washington.General Atomics., p. 4-89, 4-113.

8 DIREITOS AUTORAIS

Os autores são os únicos responsáveis pelo conteúdo do material impresso incluído no seu trabalho.



V CONGRESSO NACIONAL DE ENGENHARIA MECÂNICA
V NATIONAL CONGRESS OF MECHANICAL ENGINEERING
18 a 22 de agosto de 2008 – Salvador – Bahia - Brasil
August 18 – 21, 2008 - Salvador – Bahia – Brazil

EXPERIMENTAL STUDY OF NATURAL CONVECTION AND THE CHIMNEY EFFECT IN THE IPR-R1 NUCLEAR RESEARCH REACTOR

Amir Zacarias Mesquita, amir@cdtn.br¹
Hugo César Rezende, hcr@cdtn.br¹

¹Nuclear Technology Development Center /Brazilian Nuclear Energy Commission – CDTN/CNEN, Campus of the UFMG, Pampulha, ZIP Code 30.161-970, Po. Box 941, Belo Horizonte, MG.

Abstract. *The TRIGA (Training, Research, Isotopes, General Atomic) nuclear reactors are considered inherently safe mainly due to its passive heat removal system. The IPR-R1 TRIGA Reactor of the Nuclear Technology Development Center (Belo Horizonte, Brazil) operates at a maximum thermal power of 250 kW. The reactor core is located at the bottom of a 6 m depth cylindrical tank. The fuel elements are cooled by light water natural circulation along the flow channels of the core. An experimental study has been carried out to monitor the natural convection mechanism in the Reactor. Two probes were used to measure the temperature in the core channels each one with a thermocouple. Nine thermocouples were distributed vertically along the reactor pool for water temperature measurements. These temperature measurements were show in real time in the computer screen of the data acquisition system. The experimental results were compared with others similar experiments and with theoretical analyses. It was also studied the chimney effect that is considered as an unheated extension of the core. The chimney height is the distance between the channel exit and the fluid isotherm plan above the core. This chimney height was evaluated as function of the reactor power*

Keywords: *TRIGA, research nuclear reactor, natural convection, nuclear fuel.*