



MEDIDAS EXPERIMENTAIS DE PARÂMETROS TERMOHIDRÁULICOS NO NÚCLEO DE REATOR NUCLEAR DE PESQUISA

AMIR ZACARIAS MESQUITA¹, ANTÔNIO CARLOS LOPES DA COSTA¹, ROSE
MARY GOMES DO PRADO SOUZA¹, DANIEL ARTUR PINHEIRO PALMA²

¹Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN)
Campus da UFMG - Pampulha, Belo Horizonte, Brasil

²Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN)
Rua General Severiano, 90, Rio de Janeiro, Brasil

(Recibido 15 de octubre de 2011, para publicación 24 de noviembre de 2011)

Resumo – O reator nuclear de pesquisa TRIGA IPR-R1 possui uma potência térmica máxima de 250 kW e é um reator de piscina refrigerado por circulação natural de água leve. Está localizado no Centro de Desenvolvimento de Tecnologia Nuclear (CDTN), em Belo Horizonte, que é um instituto de pesquisa da Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN/Brasil). O núcleo do IPR-R1 tem uma configuração anular com seis anéis concêntricos. Os canais de refrigeração se estendem desde a grade espaçadora inferior até a grade superior. A água entra nos canais de refrigeração através dos orifícios existentes na placa inferior, atravessa a região inferior não-aquecida, percorre a região ativa removendo o calor gerado nos elementos combustíveis, passa pela região superior não aquecida e, finalmente, sai do canal através do espaço existente entre o terminal do elemento combustível, de forma aproximadamente triangular, e o furo circular da placa superior. No regime de convecção natural as forças o escoamento do fluido provêm das diferenças de densidade entre as várias camadas do fluido ao longo do canal. Contra essas forças atuam as perdas por contração e expansão do fluido à entrada e à saída do canal, as perdas de energias cinética e potencial do fluido e as perdas por atrito. A realização de medidas diretas do fluxo de massa nos canais é difícil por causa de sua pequena área e também pela baixa precisão dos medidores. A vazão de massa pode ser determinada, indiretamente, pelo balanço térmico através do canal, medindo-se a temperatura da água na entrada e na saída. Este trabalho apresenta os experimentos realizados no reator nuclear TRIGA IPR-R1, com o objetivo de monitorar alguns parâmetros termohidráulicos nos canais de refrigeração do núcleo. Entre os parâmetros monitorados podem-se citar: o perfil radial e axial de temperatura, velocidade, vazão, fluxo de massa e o número de Reynolds. Alguns resultados são comparados com as previsões teóricas. A compreensão do comportamento dos parâmetros operacionais dos reatores nucleares possibilita melhorar as modelagens contribuindo para sua segurança. Como era de se esperar, o valor das variáveis acompanham a distribuição de potência (fluxo de nêutrons) no núcleo e confirmam a eficiência da circulação natural na remoção do calor produzido pelas fissões nucleares.

Palavras chave – Fluxo de massa, reator nuclear de pesquisa TRIGA, temperatura, termohidráulica.

1. INTRODUÇÃO

A compreensão do comportamento dos parâmetros operacionais dos reatores nucleares possibilita melhorar as modelagens contribuindo para sua segurança. O recente desastre natural, que provocou danos em quatro reatores da Central Japonesa de Fukushima, mostra a importância de estudos realizados nos reatores nucleares de pesquisa, entre eles experimentos sobre retirada de calor por convecção natural para remoção do calor residual existente após o desligamento.

No início da década de 50 a empresa americana *General Atomics Co* (GA), localizada em San Diego, Califórnia, desenvolveu um pequeno reator de pesquisa que seria: inerentemente seguro, operacionalmente flexível e que pudesse ser utilizado em uma variedade de experimentos e treinamentos. Na primeira conferência sobre usos pacíficos da energia atômica, promovida pela IAEA em 1955, o primeiro reator TRIGA foi apresentado ao público. Durante as décadas seguintes, aproximadamente 60 destes reatores foram construídos em todo o mundo, incluindo no Brasil.

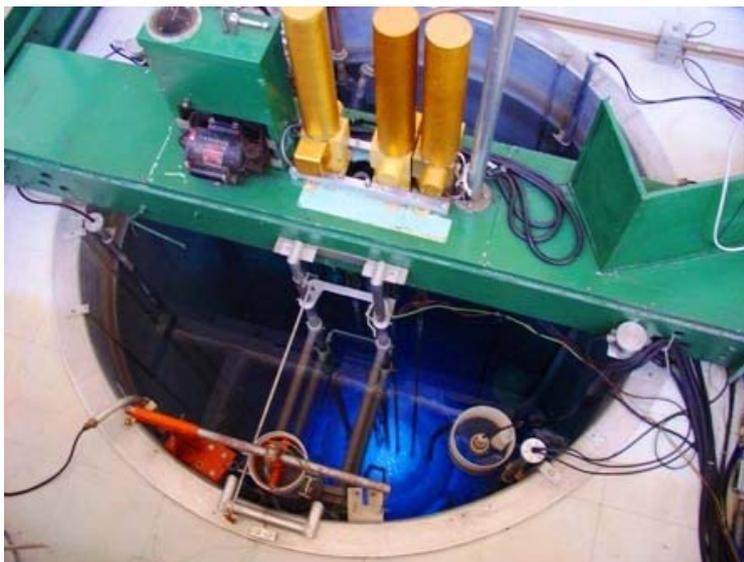


Fig. 1. Reator nuclear de pesquisa TRIGA IPR-R1.

Os reatores TRIGA (*Training, Research, Isotopes, General Atomics*), conforme indica sua sigla, foram desenvolvidos, principalmente, para formação de pessoal e pesquisa. As pesquisas se concentram, principalmente, em física de nêutrons e em termofluidodinâmica. Esses reatores estão, em sua maioria, instalados em universidades e centros tecnológicos.

O reator de pesquisa TRIGA IPR-R1, mostrado na Fig. 1, foi adquirido através do programa do governo americano “Átomos para a Paz”. Sua primeira criticalidade foi em 11 de novembro de 1960 com uma potência máxima de 30 kW; nos anos 70 a potência máxima foi aumentada para 100 kW. Recentemente a potência máxima foi novamente aumentada para 250 kW. O TRIGA IPR-R1 é refrigerado por água leve desmineralizada e seu combustível é uma liga metálica de urânio com o moderador hidreto de zircônio (U-ZrH), contendo de 8% a 8,5% em peso de urânio enriquecido a 20% em ^{235}U .

Os reatores do tipo TRIGA são caracterizados pela sua segurança intrínseca devido, principalmente, a dois fatores relacionados à transferência de calor. São eles:

- o grande coeficiente negativo de temperatura/reactividade¹, isto é, 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, estabilizando-a;
- um sistema passivo de remoção de calor do núcleo, permitindo operar em potências de até 500 kW, em estado estacionário, com resfriamento apenas por circulação natural da água da piscina.

Este artigo apresenta os experimentos realizados no reator TRIGA IPR-R1 com o objetivo de monitorar alguns parâmetros termohidráulicos tais como: o perfil radial e axial de temperatura, fluxo de massa, velocidade e número de Reynolds nos canais de refrigeração do núcleo.

1.1. Configuração do Núcleo

O núcleo do reator, mostrado na Fig. 2, está posicionado no fundo de uma piscina aberta com cerca de 6 m de profundidade e 2 m de diâmetro, preenchida com água desmineralizada. Possui a configuração cilíndrica de seis anéis (A, B, C, D, E, F) com 90 posições que abrigam os elementos combustíveis e os outros componentes do núcleo, como as barras de controle, elementos falsos de grafite (refletor móvel), posições de irradiação e medidas (tubo central ou anel A). O núcleo é circundado por um anel de grafita que serve como refletor para os nêutrons.

¹ Reatividade é o afastamento da condição de criticalidade, podendo ser positiva (crescimento do fluxo de nêutrons), ou negativa (diminuição do fluxo de nêutrons).

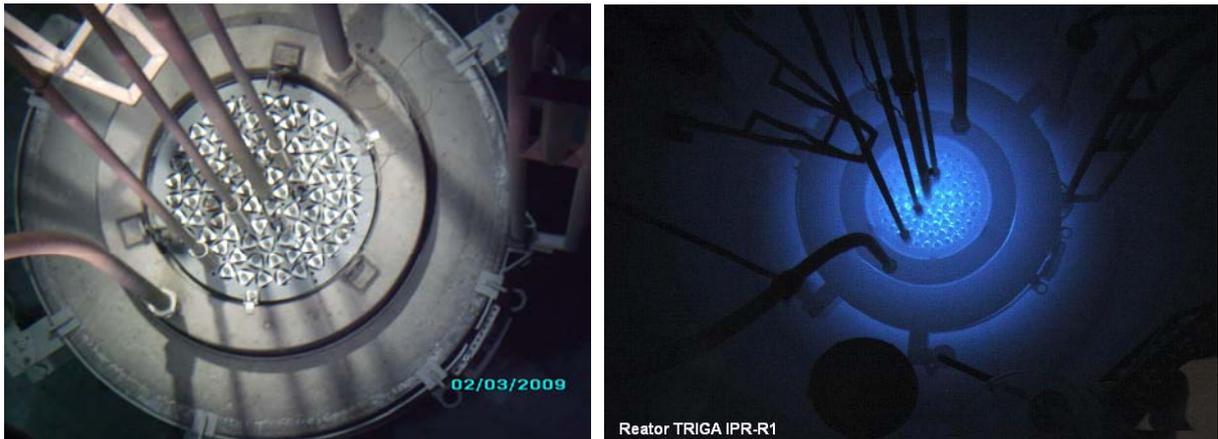


Fig. 2. Núcleo do Reator Nuclear de Pesquisa TRIGA IPR-R1, a) reator desligado, b) reator ligado.

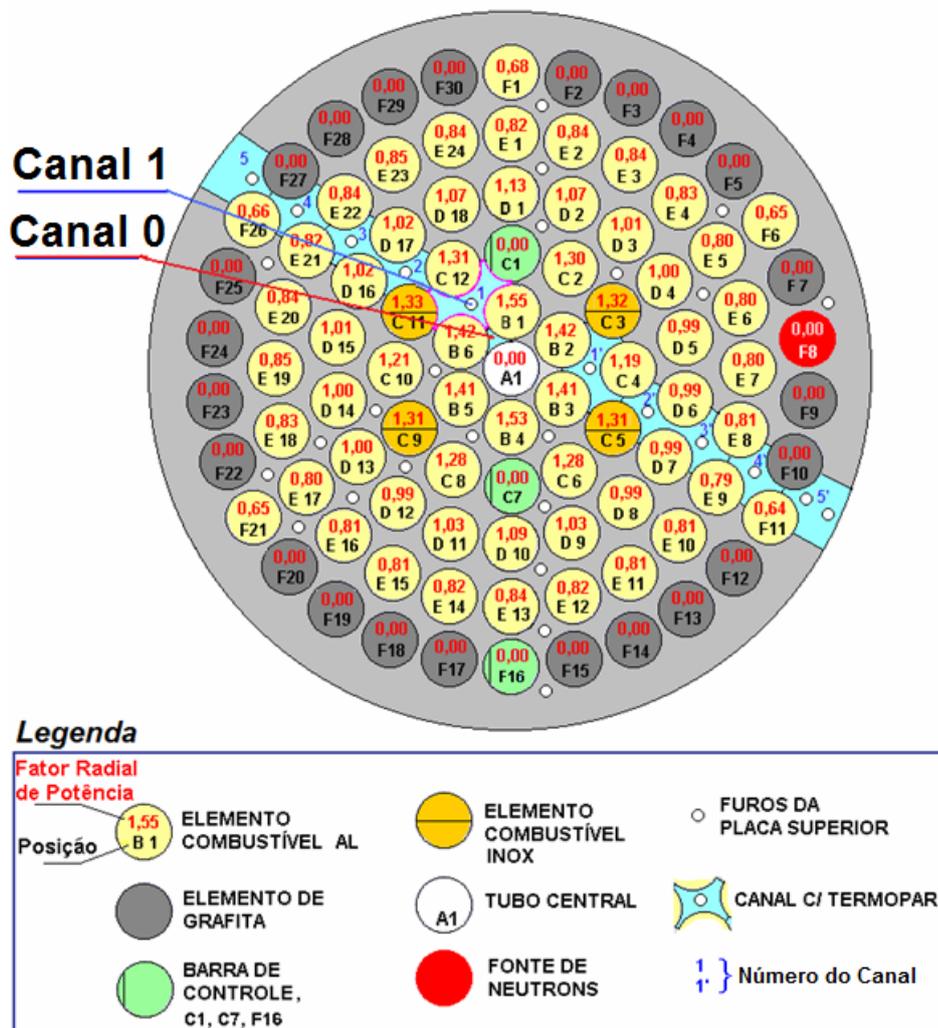


Fig. 3. Configuração e distribuição de potência no núcleo.

No núcleo estão atualmente instalados 63 elementos combustíveis-moderadores, conforme pode-se ver na configuração do núcleo mostrada na Fig. 3. São 59 elementos originais, revestidos com alumínio e 4 elementos inseridos recentemente com revestimento em aço inoxidável.

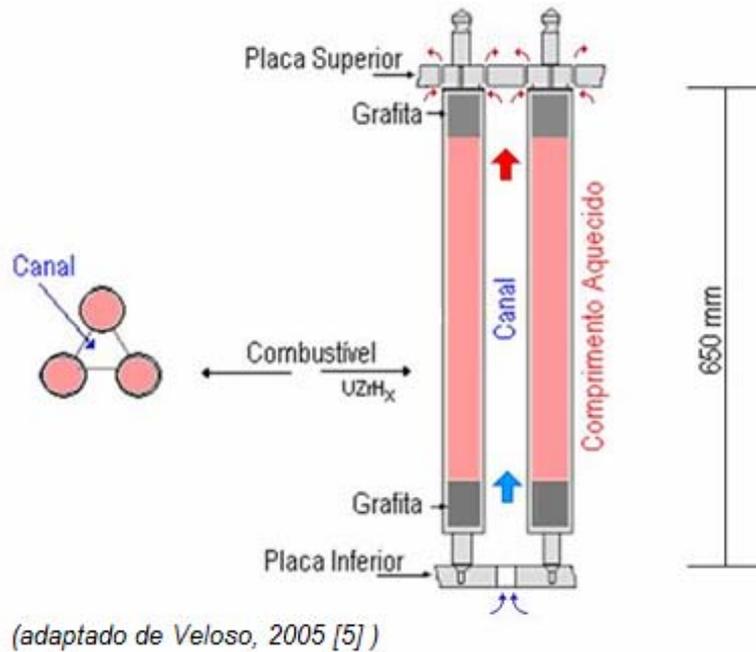


Fig. 4. Canal de refrigeração típico do núcleo de reatores TRIGA.

No diagrama da Fig. 3 são destacados os dois canais de refrigeração mais próximos ao centro onde as temperaturas são mais elevadas (Canal 0 e Canal 1). O desenho mostra também pequenos orifícios, de 8,0 mm de diâmetro, na grade superior que foram utilizados para inserir termopares e monitorar as temperaturas dos canais de refrigeração.

Os canais de refrigeração do núcleo vão desde a grade da placa inferior, que sustentam os elementos combustíveis, até a placa superior. A água entra nos canais pelos furos da placa inferior, passa pela região ativa removendo o calor gerado e sai do canal através do espaço existente entre o terminal do elemento combustível e o seu furo da placa superior.

Como se pode observar na Fig. 4, as forças de circulação do refrigerante nos canais são governadas pela diferença de densidades do fluido devido à variação de sua temperatura ao longo do canal (do fundo até no topo do núcleo). O movimento é realizado de modo passivo, portanto, quanto maior a potência e, conseqüentemente, a diferença de temperatura entre entrada e saída no canal, maior é a velocidade ascendente da água. Como todo reator de pesquisa, o poço do TRIGA é aberto para o ambiente. Existe a possibilidade, ainda que remota, de ocorrer uma obstrução do orifício de entrada de água em um determinado canal, devido a algum objeto estranho que ocasionalmente possa estar em suspensão na água abaixo do núcleo, o que dificultaria a refrigeração dos combustíveis, causando a elevação da temperatura acima do valor normal de operação. Este tipo de acidente (*channel blockage*) é previsto para reatores de pesquisa [1]. Os resultados encontrados, neste trabalho experimental, irão fornecer dados para a melhoria dos cálculos teóricos de previsão de acidentes postulados em reatores de pesquisa.

2. METODOLOGIA

2.1. Perfil radial de temperatura no núcleo e perfil axial de temperatura no canal quente de refrigeração

Dois termopares tipo K (cromel-alumel), fixados em duas sondas rígidas de alumínio, foram utilizados para medida da temperatura da água na entrada e na saída dos canais. As sondas foram inseridas nos furos de 8,0 mm de diâmetro da grade superior. As sondas possuem um diâmetro de 7,9 mm sendo assim elas

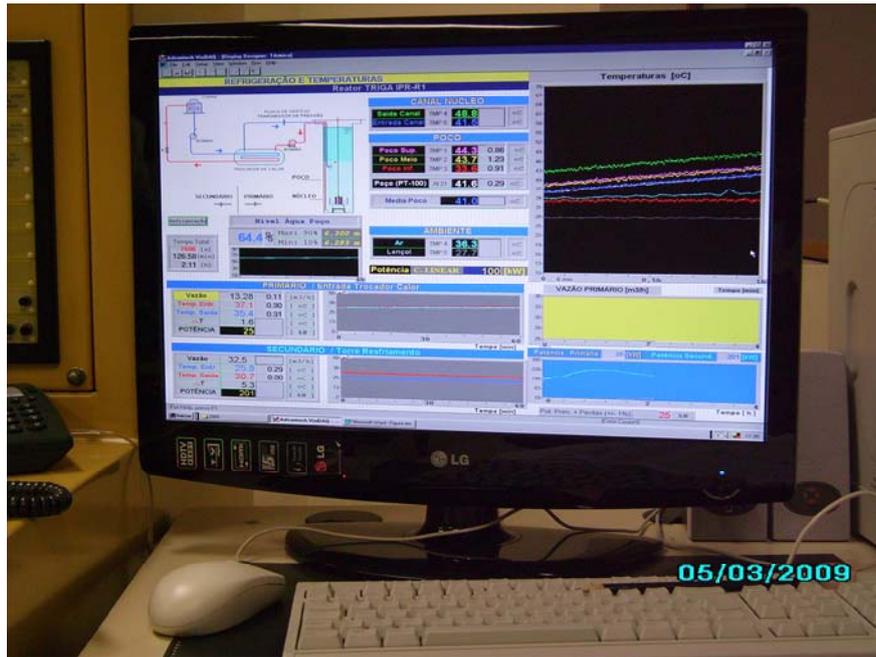


Fig. 5. Tela do sistema de aquisição de dados utilizado nos experimentos.

se mantiveram no centro do canal e não tocaram na superfície dos elementos combustíveis. As sondas penetram axialmente os canais e foram posicionadas em canais diametralmente opostos, de modo que quando uma delas monitora a temperatura na entrada do canal, a outra monitora a temperatura da saída. Logo em seguida as sondas tiveram suas posições invertidas do modo a confirmar que os resultados eram iguais se os termopares fossem utilizados no mesmo furo.

A posição B1 é o local mais quente do núcleo, isto é, o elemento combustível desta posição contribui com a maior produção de calor. A distribuição de potência foi encontrada através de cálculos neutrônicos utilizando os códigos WIMS-D4 e CITATION [2]. O Canal 0 e o Canal 1 são os dois canais mais próximos da posição B1. O Canal 0 está localizado mais próximo do centro onde a densidade de fluxo de nêutrons é maior, mas não existe furo na placa espaçadora superior na direção deste canal não sendo possível monitorar sua temperatura. Então as temperaturas de entrada e saída do Canal 0 foram consideradas como sendo iguais às temperaturas medidas no Canal 1.

Nos outros canais existem furos na placa superior e foi possível inserir as sondas. Todos os termopares foram calibrados e obtiveram-se medidas dentro de uma incerteza de $\pm 0,8^{\circ}\text{C}$. Os sinais foram monitorados, em tempo real, na tela do computador do sistema de aquisição de dados, mostrado na Fig. 5. Antes do início dos experimentos, a potência máxima do reator foi calibrada encontrando-se um valor de 265 kW [3].

Com o reator operando na potência máxima de 265 kW iniciou-se o levantamento das temperaturas pelo Canal 1, conforme descrito anteriormente, isto é, uma sonda mede a temperatura na entrada do canal e a outra na sua saída, na posição simétrica e equivalente no núcleo. O procedimento foi repetido para todos os outros canais ou seja: Canal 2, Canal 3, Canal 4 e Canal 5.

A Fig. 6 mostra o diagrama do núcleo com um termopar posicionado na entrada e outro posicionado na saída do canal mais próximo do centro do núcleo (canal quente).

Para encontrar o perfil axial de temperatura do refrigerante no Canal 1 (canal quente) com o reator operando na potência máxima de 265 kW, a sonda utilizada para a medida de temperatura na entrada do canal foi erguida em passos de 10 cm em 10 cm e os valores de temperatura foram registrados. O mesmo processo foi repetido com o reator operando à potência de 106 kW, com a sonda sendo erguida em passos de 5 cm em 5 cm.

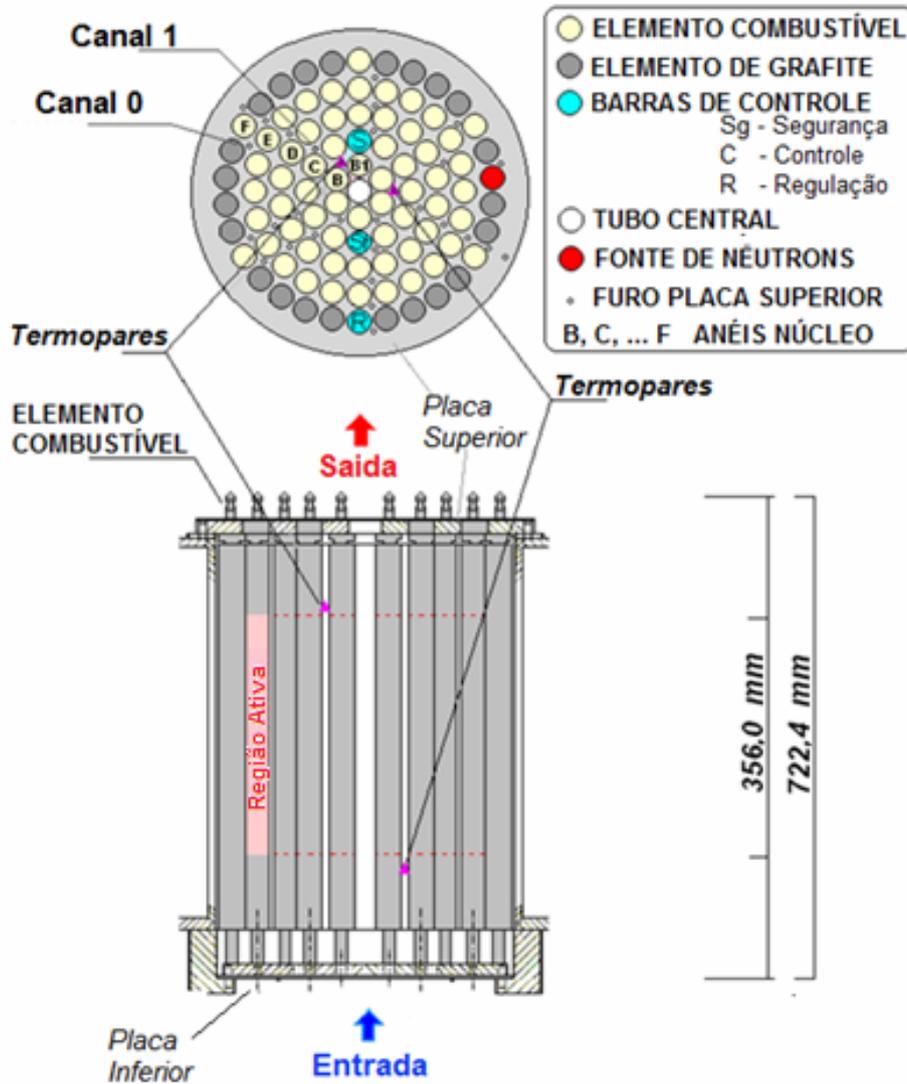


Fig. 6. Locais de medida de temperatura no canal quente.

2.2. Parâmetros Hidráulicos do Refrigerante

No processo de convecção natural de refrigeração, 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. Medidas diretas do fluxo de massa são difíceis de realizar, devido ao pequeno tamanho dos canais. Durante os experimentos, os fluxos de massa dos canais de refrigeração do núcleo foram monitorados indiretamente, através do balanço térmico em cada canal. Mediram-se, com termopares tipo k, a temperatura da água na entrada e na saída dos canais, assim como avaliando-se o aquecimento, que é o resultado da soma das contribuições das potências das frações dos perímetros dos combustíveis em torno do canal. Embora os canais sejam lateralmente abertos, neste trabalho não foi considerada a transferência de massa entre os canais adjacentes. A potência térmica do reator em todas as medidas foi de 265 kW (valor já corrigido pelos resultados da calibração de potência).

Conforme já descrito, o processo de aquecimento de cada canal é resultado da soma das contribuições das potências das frações dos perímetros dos combustíveis em torno do canal. A potência total do núcleo

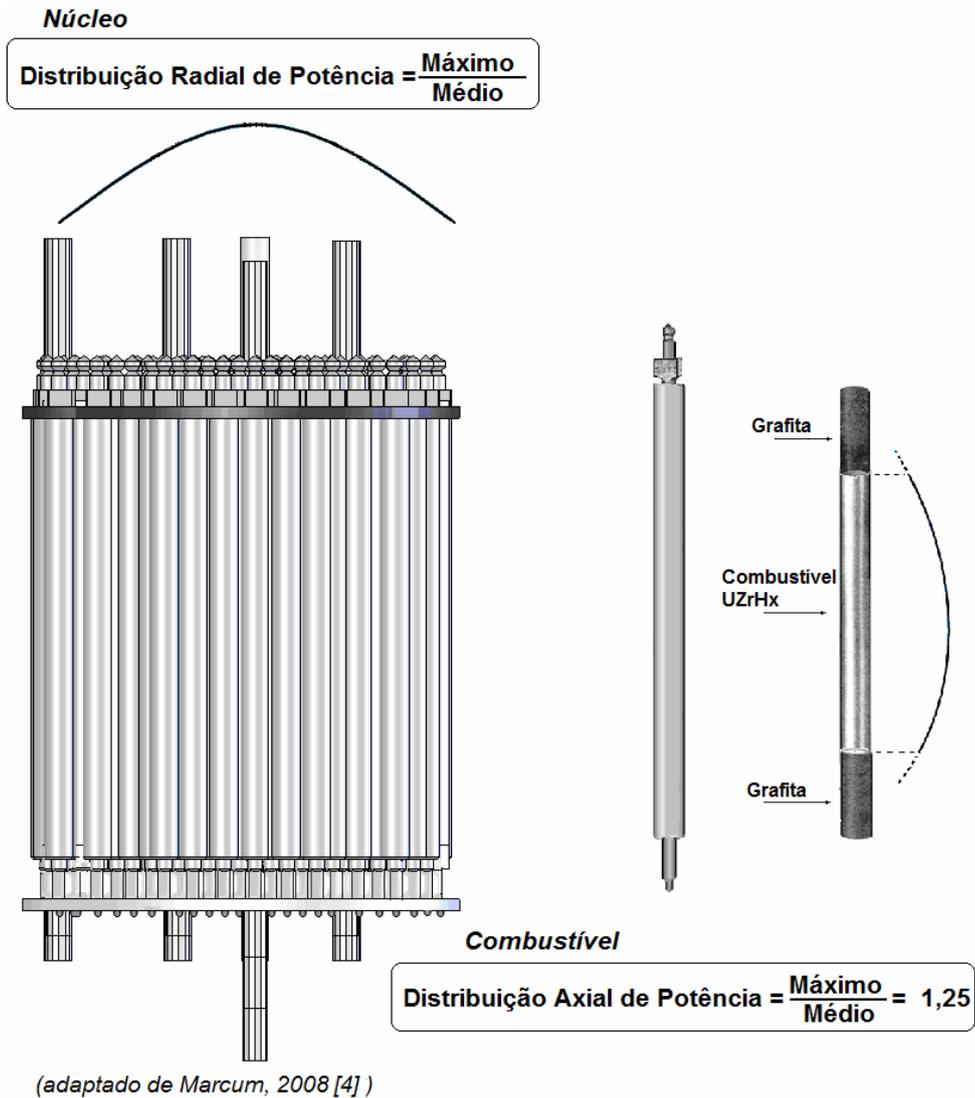


Fig. 7. Perfil de potência no núcleo e no elemento combustível.

foi de 265 kW, dando uma média de 4,518 kW para cada elemento combustível com revestimento de aço e 4,176 kW para cada elemento com revestimento de alumínio. A diferença entre as potências liberadas em cada tipo de elemento combustível se deve à pequena diferença na quantidade de urânio enriquecido em cada tipo (8,5% e 8% em peso). Os valores são multiplicados pelos fatores radiais de distribuição de potência no núcleo (Fig. 7 e Fig. 8) e multiplicado pelo fator de distribuição axial de potência no combustível, que tem um valor igual a 1,25, conforme mostrado na Fig. 7 [4]. Os produtos são multiplicados pelas frações dos perímetros de cada combustível em contato com o canal.

A Fig. 8 mostra em detalhe a geometria dos canais monitorados. Na Tabela 1 têm-se os dados geométricos dos canais de refrigeração e a porcentagem da contribuição de cada elemento combustível para a potência dissipada no canal [5,6].

Conforme já relatado, a vazão de massa no canal hidráulico (\dot{m}) em [kg/s] é dada, indiretamente, pelo balanço térmico ao longo do canal, utilizando as medidas da temperatura da água na sua entrada e saída, conforme a equação a seguir:

$$\dot{m} = \frac{q_c}{c_p \Delta T} \quad (1)$$

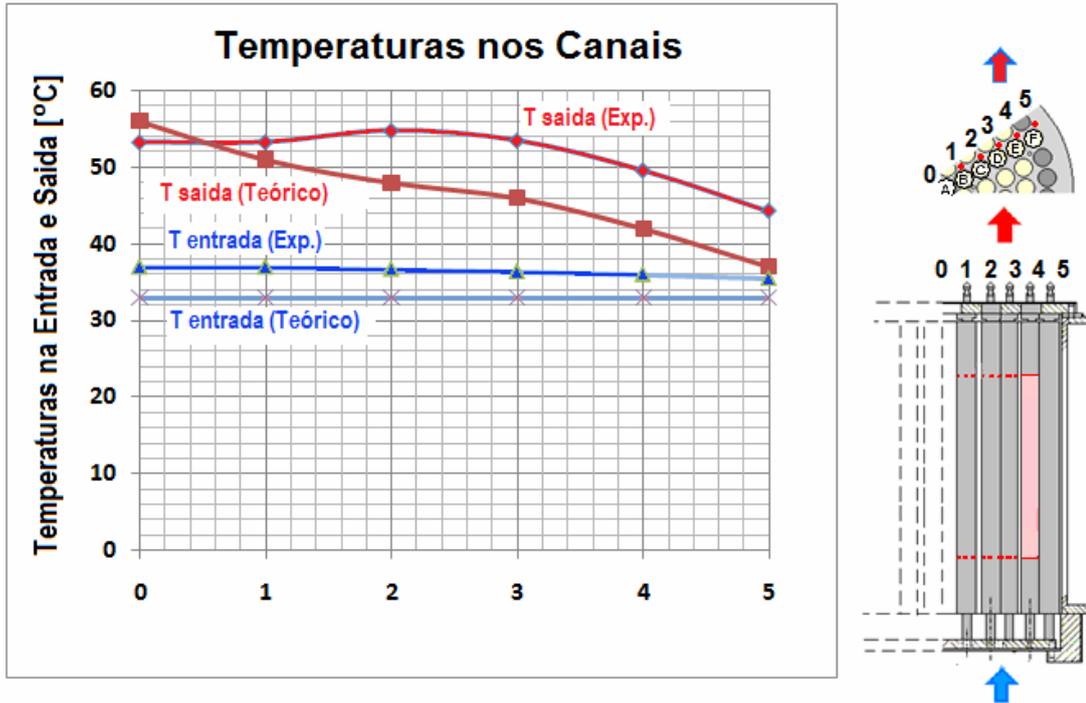


Fig. 9. Perfil radial de temperatura nos canais de refrigeração do núcleo na potência de 265 kW.

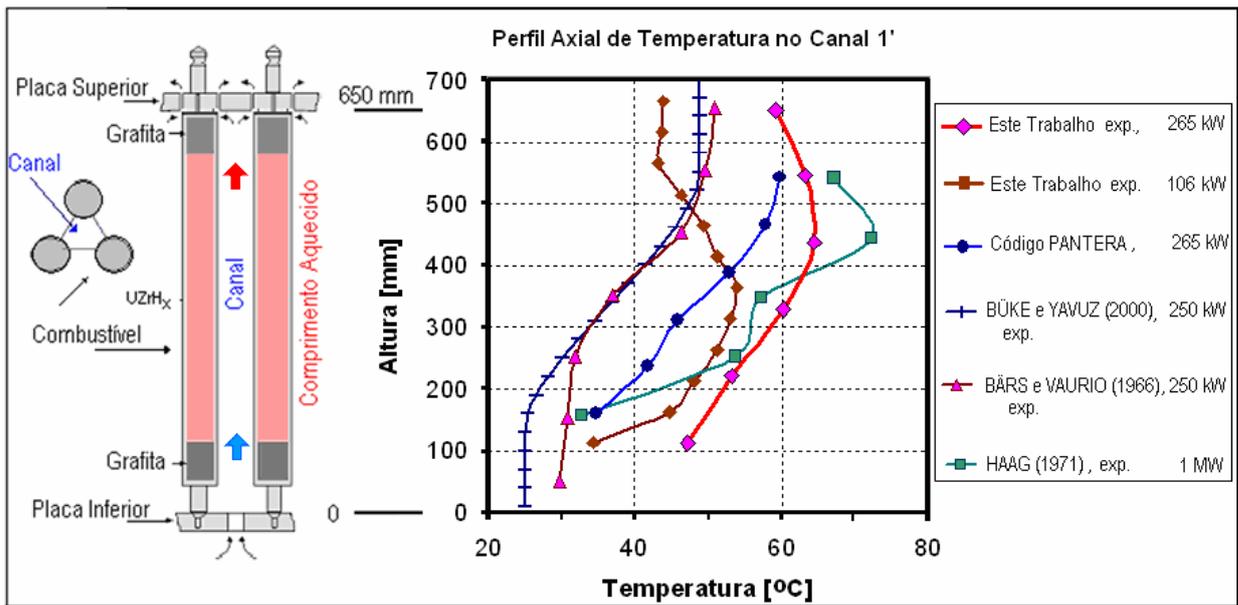


Fig. 10. Variação da temperatura ao longo do Canal 1.

3. RESULTADOS

3.1. Perfil radial de temperatura nos canais de refrigeração do núcleo

A Fig. 9 mostra o perfil radial da temperatura do refrigerante no núcleo (temperaturas de entrada e saída nos canais) e os valores teóricos encontrados com o código PANTERA [5].

Tabela 2. Propriedades do refrigerante no núcleo do reator operando na potência de operação em 265 kW¹.

Canal	Potência q [kW]	$T_{\text{saída}} - T_{\text{entrada}}$ ΔT [°C]	Vazão Massa \dot{m} [kg/s]	Área [cm ²]	Fluxo Massa G [kg/m ² s]	Velocidade u [m/s]	Número Reynolds Re -
0	2,65	15,5	0,041	1,574	260,48	0,26	3228
1	9,81	15,5	0,151	8,214	183,83	0,18	5285
2	5,70	17,1	0,080	5,779	138,44	0,14	5181
3	4,85	16,3	0,071	5,735	123,79	0,12	4184
4	3,00	12,1	0,059	5,694	103,62	0,10	2525
5	0,93	7,7	0,029	3,969	73,06	0,07	549

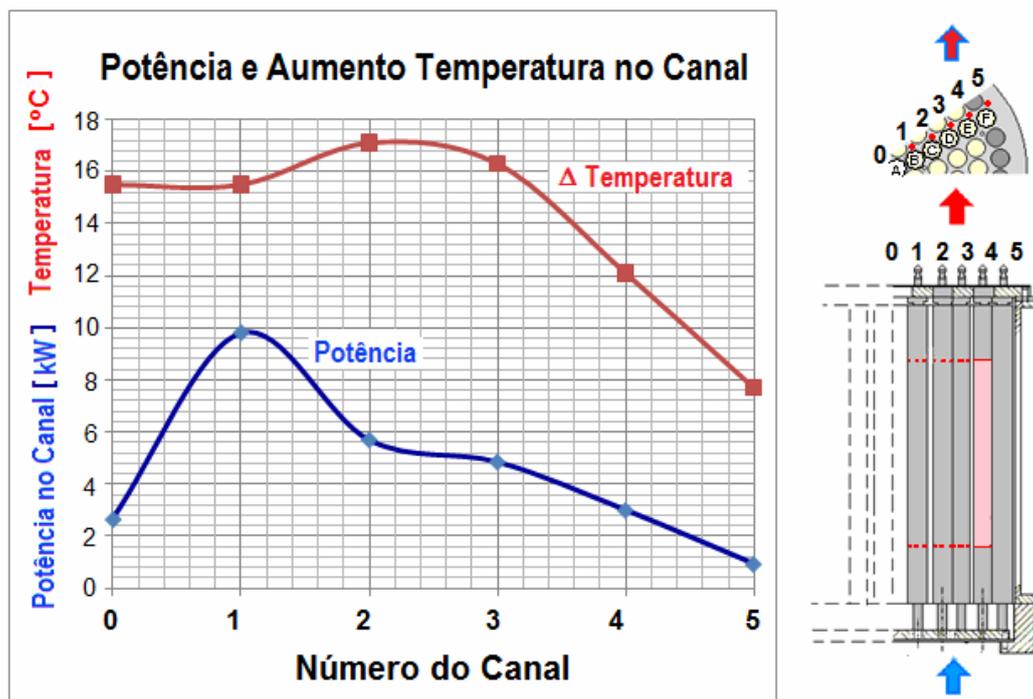


Fig. 11. Potência dissipada e aumento da temperatura nos canais.

3.2. Perfil axial de temperatura no canal quente

O perfil experimental de temperatura ao longo do Canal 1 é mostrado na Fig. 10, em função da posição axial, para as potências de 265 kW e 106 kW. Os valores são comparados na figura com as curvas previstas teoricamente para a potência de operação de 265 kW [5]. A Fig. 10 mostra também os resultados experimentais encontrados em outros reatores TRIGA [8, 9,10].

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 posição superior, isto é, fora do núcleo.

3.3. Parâmetros hidráulicos do refrigerante

Os parâmetros necessários para a análise do refrigerante nos canais do núcleo são mostrados na Tabela 2. A Fig. 11 mostra a potência dissipada em cada canal assim como o ganho em temperatura, para a potência total de operação do reator em 265 kW. O perfil da vazão de massa e a velocidade do refrigerante nos canais do núcleo são mostrados nos gráficos da Fig. 12. A Fig. 13 compara o perfil do fluxo de massa nos canais, encontrado nos experimentos com o perfil teórico [5].

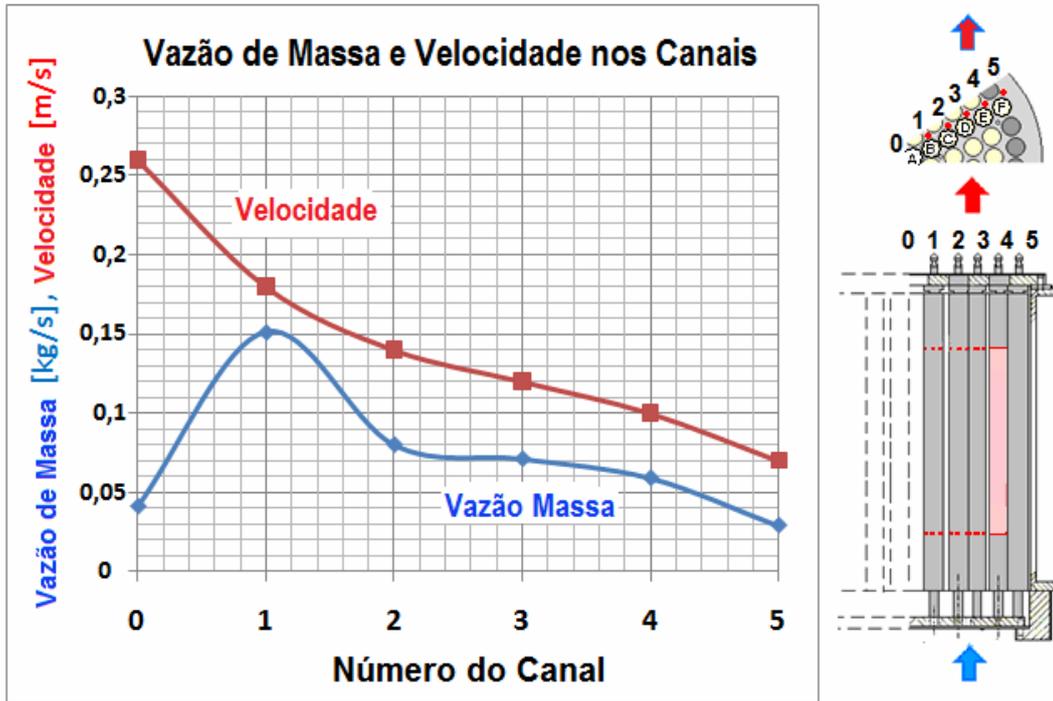


Fig. 12. Vazão de massa e velocidade nos canais.

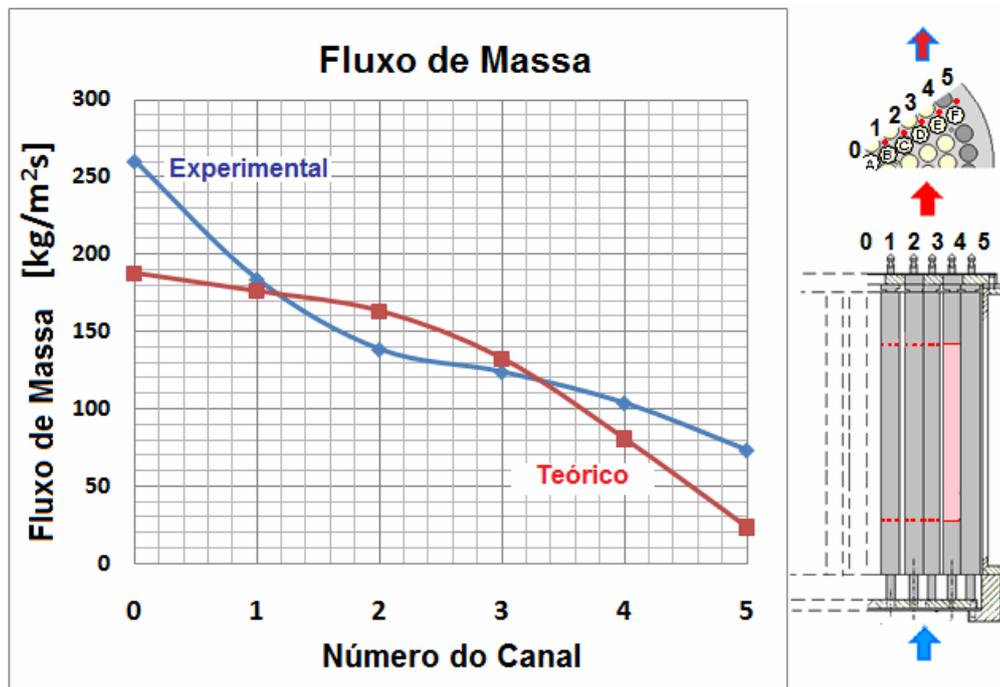


Fig. 13. Fluxo de massa nos canais do núcleo.

4. CONCLUSÃO

Os dados aqui apresentados mostram o desempenho do núcleo do reator TRIGA IPR-R1 e confirmam a eficiência da circulação natural na remoção do calor produzido pelas fissões nucleares.

O perfil de temperatura ao longo do canal de refrigeração mostrado na Fig. 10 é diferente do previsto no modelo teórico. No modelo teórico a temperatura do refrigerante aumenta em todo o comprimento do canal à medida que vai retirando o calor dos elementos combustíveis. Nos experimentos a água alcança uma temperatura máxima pouco acima da metade do elemento combustível e então diminui de valor até sair do canal. O formato da curva experimental é similar ao perfil axial de potência dentro do elemento combustível conforme mostrado na Fig. 7.

Os valores teóricos de temperaturas e fluxos de massa são encontrados sob condições ideais. Na prática as vazões e temperaturas do refrigerante são diferentes devido às condições ambientes e o fluxo de água vindo da periferia do núcleo, que são mais frios que no centro. Existe um considerável fluxo de refrigerante entre os canais, que não foi considerado no modelo teórico. Destaca-se a que o regime de circulação natural no núcleo é turbulento em todos os canais próximos ao centro. Como pode-se notar nos gráficos das Figuras 11 e 12, a vazão de massa é proporcional a potência dissipada no canal.

O projeto do reator TRIGA IPR-R1 garante uma suficiente convecção natural que mantém um contínuo fluxo de água através do núcleo, evitando a formação significativa de bolhas e restringindo a possibilidade de formação de vapor na superfície do revestimento dos elementos combustíveis. O espaço entre os elementos combustíveis foi projetado não somente por considerações relacionadas à otimização do fluxo de nêutrons, mas também por fatores relacionados à termohidrodinâmica.

A sugestão é que os experimentos sejam repetidos colocando-se um cilindro vazado em cima do núcleo, com o mesmo diâmetro deste, de modo a verificar a melhoria da vazão devido ao efeito chaminé. Este experimento pode contribuir para o projeto do Reator Multipropósito Brasileiro (RMB). O RMB será um reator de pesquisa com a potência de cerca de 20 MW e será equipado com uma chaminé que terá, entre outros propósitos, a melhoria na remoção do calor do núcleo [11].

AGRADECIMENTOS

Esta pesquisa é apoiada pelas seguintes instituições brasileiras: Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN), Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), Fundação de Amparo à Pesquisa de Minas Gerais (FAPEMIG) e ao Conselho Nacional de Desenvolvimento Científico e Tecnológico (CNPq).

REFERÊNCIAS

- [1] Reis, P.A.L., Costa, A.L., Pereira, C.P., Silva, C.A.M., Veloso, M.A.F., Mesquita, A.Z., "Simulation of a Channel Blockage Transient in the IPR-R1 Research Reactor Using the RELAP5 Code", *European Research Reactor Conference (RRFM 2011)*, European Nuclear Society, Rome, Italy, 20-24 March (2011)
- [2] Dalle, H.M., Pereira, C., Souza, R.M.G.P., "Neutronic Calculation to the TRIGA IPR-R1 Reactor using the WIMSD4 and CITATION Codes". *Annals of Nuclear Energy*, **29**(8), 901-912 (2002)
- [3] Mesquita, A.Z., Rezende, H.C., "Thermal Methods for On-Line Power Monitoring of the IPR-R1 TRIGA Reactor". *Progress in Nuclear Energy (New series)*, **52**, 268-272 (2010)
- [4] Marcum, W.R., "Thermal Hydraulic Analysis of the Oregon State TRIGA[®] Reactor Using RELAP5-3D". MasterThesis. Oregon State University (2008)
- [5] Veloso, M.A., "Análise Termohidráulica do Reator TRIGA IPR-R1 em 250 kW". Nota Técnica CDTN/CNEN, NI-EC3-05/05, Belo Horizonte (2005)
- [6] Mesquita, A.Z., "Investigação Experimental da Distribuição de Temperaturas no Reator Nuclear de Pesquisa TRIGA IPR-R1", Tese de Doutorado, Universidade Estadual de Campinas (UNICAMP). São Paulo (2005)
- [7] Wagner, W., Kruse, A., *Properties of Water and Steam – The industrial standard IAPWS-IF97 for the thermodynamics properties*, Springer, Berlin (1998)

- [8] Bårs, B., Vaurio, J., “Power Increasing Experiments on a TRIGA Reactor”. Technical University of Helsinki, Department of Technical Physics. Otaniemi Finland. Report No. 445, 19 p. (1966)
- [9] Haag, J.A., “Thermal Analysis of the Pennsylvania State TRIGA Reactor”. Pennsylvania: The Graduate School, Department of Nuclear Engineering, Dissertation (M. Sc.). 96 p. (1971)
- [10] Büke, T., Yavuz, H., “Thermal-hydraulic Analysis of the ITU TRIGA Mark-II Reactor”, Proceeding of 1st Eurasia Conference on Nuclear Science and its Application. Izmir, Turquia. 23-27 Oct. 333-347 (2000)
- [11] CDTN/CNEN - Nuclear Technology Development Center/Brazilian Nuclear Energy Commission, “Brazilian Multipurpose Reactor (RMB), Preliminary Report of Reactor Engineering Group, General Characteristics and Reactors Reference” (in Portuguese) (2009)

EXPERIMENTAL MEASUREMENTS OF THERMAL HYDRAULIC PARAMETERS IN THE CORE OF NUCLEAR RESEARCH REACTOR

Abstract – The IPR-R1 is a 250 kWth TRIGA light-water and open pool type research reactor. The IPR-R1 is located at the Nuclear Technology Development Centre - CDTN (Belo Horizonte/Brazil), a research institute of the Brazilian Nuclear Energy Commission - CNEN. The core has an annular configuration of six rings and is cooled by natural circulation. The core coolant channels extend from the bottom grid plate to the top grid plate. The cooling water flows through the holes in the bottom grid plate, passes through the lower unheated region of the element, flows upwards through the active region, passes through the upper unheated region, and finally leaves the channel through the differential area between a triangular spacer block on the top of the fuel element and a round hole in the grid. Direct measurement of the flow rate in a coolant channel is difficult because of the bulky size and low accuracy of flow meters. The flow rate through the channel may be determined indirectly from the heat balance across the channel using measurements of the water inlet and outlet temperatures. This paper presents the experiments performed in the IPR-R1 reactor to monitoring some thermo-hydraulic parameters in the core coolant channels, such as: the radial and axial temperature profile, temperature, velocity, mass flow rate, mass flux and Reynolds's number. Some results were compared with theoretical predictions, as it was expected the variables follow the power distribution (or neutron flux) in the core.

Keywords – Mass flux, TRIGA research nuclear reactor, Temperature, Thermal hydraulic.