

## ANÁLISE DE INCERTEZA APLICADA A PARÂMETROS TERMO-HIDRÁULICOS DO REATOR NUCLEAR DE PESQUISA TRIGA IPR-R1

### Antônio Carlos Lopes da Costa

Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear – CDTN/CNEN  
Campus da UFMG – Pampulha. Caixa Postal 941. CEP: 30.123-970 - Belo Horizonte/MG, Brasil.  
[aclc@cdtn.br](mailto:aclc@cdtn.br)

### Amir Zacarias Mesquita

Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear – CDTN/CNEN  
Campus da UFMG – Pampulha. Caixa Postal 941. CEP: 30.123-970 - Belo Horizonte/MG, Brasil.  
[amir@cdtn.br](mailto:amir@cdtn.br)

### Hugo César Rezende

Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear – CDTN/CNEN  
Campus da UFMG – Pampulha. Caixa Postal 941. CEP: 30.123-970 - Belo Horizonte/MG, Brasil.  
[hcr@cdtn.br](mailto:hcr@cdtn.br)

**Resumo.** Experimentos termo-hidráulicos foram realizados no Reator Nuclear de Pesquisa TRIGA IPR-R1, com o propósito de verificar a distribuição de temperaturas e os coeficientes de transferência de calor em função da potência térmica do núcleo. Os experimentos foram realizados em condições estacionárias com o reator operando em vários níveis de potências. Este trabalho apresenta a metodologia utilizada para análise de incertezas de medições e de cálculos de parâmetros termo-hidráulicos, efetuados com o objetivo de comissionamento do Reator TRIGA IPR-R1 do CDTN/CNEN para operação rotineira a 250 kW. A análise das incertezas dos coeficientes de transferência de calor encontrados para o elemento combustível é determinada, basicamente, pela incerteza na avaliação da potência térmica do reator, com as demais parcelas da equação de propagação de incertezas podendo ser desconsideradas.

**Palavras chave:** Incerteza de medidas, propagação de incertezas, reator nuclear TRIGA, elemento combustível instrumentado, transferência de calor.

### 1. Introdução

O Reator Nuclear TRIGA IPR-R1, mostrado na 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  $^{235}\text{U}$ . Foi projetado para treinamento, pesquisa, ativação neutrônica de materiais e produção de radioisótopos. Os reatores TRIGA (*Training, Research, Isotopes, General Atomic*) 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.

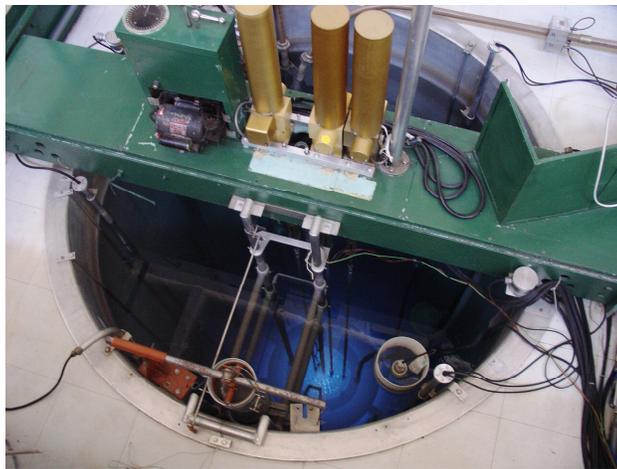


Figura 1. Reator Nuclear de Pesquisa TRIGA IPR-R1.

Os experimentos para levantamento da distribuição das temperaturas no reator e a avaliação dos parâmetros térmicos do combustível foram realizados utilizando o próprio núcleo do reator nuclear (*in-pile*). Estas atividades envolveram manipulação de combustíveis nucleares irradiados, razão pelas quais os trabalhos foram aprovados previamente por comitês de segurança e radioproteção da CNEN. Foi realizada uma série de experimentos dando enfoque nas medidas de temperatura no centro de um elemento combustível, no núcleo e no poço do reator, com o reator TRIGA operando em vários níveis de potência. Esta avaliação termo-hidráulica, experimental e teórica, é de importância fundamental para garantir que o Reator TRIGA IPR-R1 irá operar com segurança após o aumento de sua potência de 100 para 250 kW. O objetivo geral deste estudo foi uma melhor compreensão, através de metodologia experimental, do comportamento termofluidodinâmico do Reator Nuclear TRIGA IPR-R1. As atividades descritas neste trabalho são (Mesquita, 2005):

- desenvolvimento de uma metodologia para a calibração da potência térmica fornecida pelo núcleo;
- levantamento das temperaturas no poço, no interior do combustível instrumentado e nos canais de refrigeração do núcleo, com o reator operando em várias potências;
- avaliação da condutividade térmica global do elemento combustível;
- avaliação do coeficiente de transferência de calor do revestimento do elemento combustível para o refrigerante.

## 2. Descrição do Reator TRIGA IPR-R1

O IPR-R1 é um reator nuclear de pesquisa do tipo piscina, refrigerado por circulação natural. Suas principais estruturas são: o núcleo do reator instalado no fundo de um poço contendo a água de refrigeração, os circuitos primário e secundário de refrigeração, a instrumentação e a mesa de operação do reator. O calor produzido pela fissão nuclear do urânio no interior dos elementos combustíveis é acumulado na água do poço do reator e pode ser retirado por convecção natural, ou como opção, pode ser removido por circulação forçada pelos circuitos de refrigeração primário e secundário.

O núcleo do reator forma um reticulado cilíndrico com 91 posições, onde estão instalados 63 elementos combustíveis-moderadores (59 com revestimento de alumínio e 4 com revestimento de aço inoxidável), 23 elementos falsos de grafita, uma fonte de nêutrons, um tubo central de irradiação e três barras de controle. Esses componentes são dispostos em anéis concêntricos e são mantidos em posição vertical suportados por duas grades metálicas circulares. O núcleo é circundado por um refletor de grafita. Uma coluna d'água de aproximadamente 5 m faz a blindagem contra radiações em relação ao topo do poço. A Figura (2) abaixo representa esquematicamente o núcleo do Reator TRIGA IPR-R1.

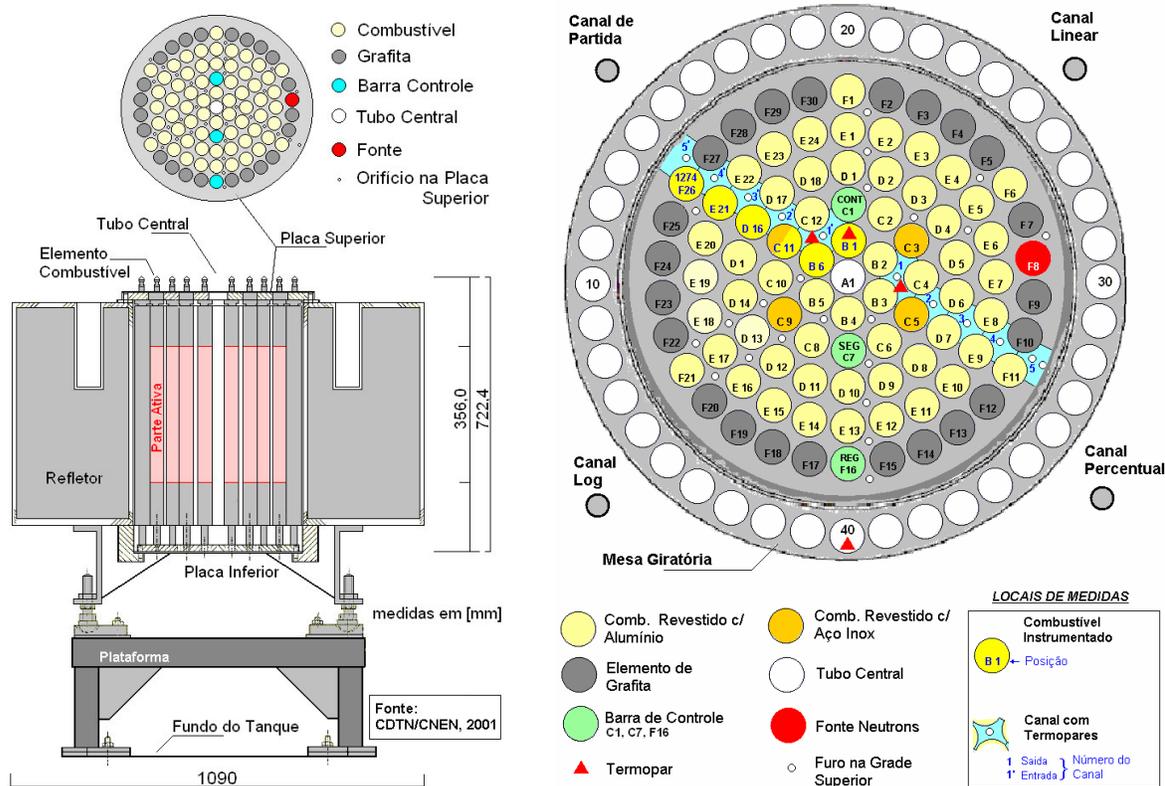


Figura 2. Esquema do núcleo do reator.

O núcleo do Reator IPR-R1 encontra-se carregado com dois tipos de elemento combustível-moderador. Elementos com revestimento de alumínio 1100-F e elementos com revestimento de aço inoxidável AISI 304. Cada elemento é constituído por uma mistura homogênea de urânio (combustível) e hidreto de zircônio (moderador de nêutrons). A mistura combustível no elemento com revestimento de alumínio contém 8,0% em peso de urânio, 91% de zircônio e 1,0% de hidrogênio; no elemento com revestimento de aço, estas percentagens são 8,5%, 89,9% e 1,6%. Estes dois compostos são caracterizados pelas fórmulas  $U-ZrH_{1,0}$  e  $U-ZrH_{1,6}$ , respectivamente. O enriquecimento em  $^{235}U$  é de 20% em ambas as misturas combustíveis.

Entre os elementos combustíveis encontra-se um elemento combustível instrumentado. Este elemento possui três termopares tipo K (chromel-alumel) com as juntas quentes localizadas no seu eixo central. O diâmetro dos termoelementos é de 0,14 mm e o isolamento é feito com MgO. O combustível instrumentado, a não ser pela presença dos termopares, possui as mesmas características nucleares do combustível normal revestido de aço inox. O elemento combustível instrumentado foi colocado em diversas posições do núcleo do reator para levantamento das respectivas temperaturas no centro do combustível para diversos valores da potência de operação do reator.

A refrigeração no núcleo do reator é mantida pela diferença de densidade da água entre o fundo e o topo do núcleo, devido ao calor gerado nos elementos combustíveis pelas fissões nucleares. A remoção de calor por este processo é mais que suficiente, no nível atual de potência do reator. Entretanto, a água do poço pode ser resfriada por meio de um circuito de refrigeração (circuito primário) que bombeia a água desmineralizada através de um trocador de calor. A água do poço é coletada junto ao fundo do mesmo e retorna a 228 cm acima do núcleo. No trocador de calor a água do circuito primário é resfriada, transferindo seu calor ao circuito secundário, o qual cede calor para o ar atmosférico na torre externa de refrigeração (ver Figura 3.).

Na circulação natural a força hidráulica que movimenta a água é fornecida pelo combustível nuclear que transfere o calor para o refrigerante, que aquecido sobe pelos canais do núcleo. O Relatório de Análise de Segurança do reator TRIGA da Universidade de Nova Iorque (General Atomic, 1970), similar ao TRIGA IPR-R1, descreve que com a refrigeração forçada desligada a temperatura da água do poço aumenta 6,5 °C após uma hora de operação a 250 kW. O valor da potência máxima de operação em circulação natural varia em função da temperatura da água na entrada dos canais do núcleo. Os reatores TRIGA são projetados de modo que a refrigeração mantém continuamente a água do tanque sub-resfriada, evitando a formação significativa de vapor, restringindo as possíveis bolhas de vapor à vizinhança da superfície do elemento combustível. A refrigeração forçada faz com que o equilíbrio térmico da água do poço seja atingido em uma temperatura bem abaixo da temperatura de equilíbrio que se atinge só com a circulação natural.

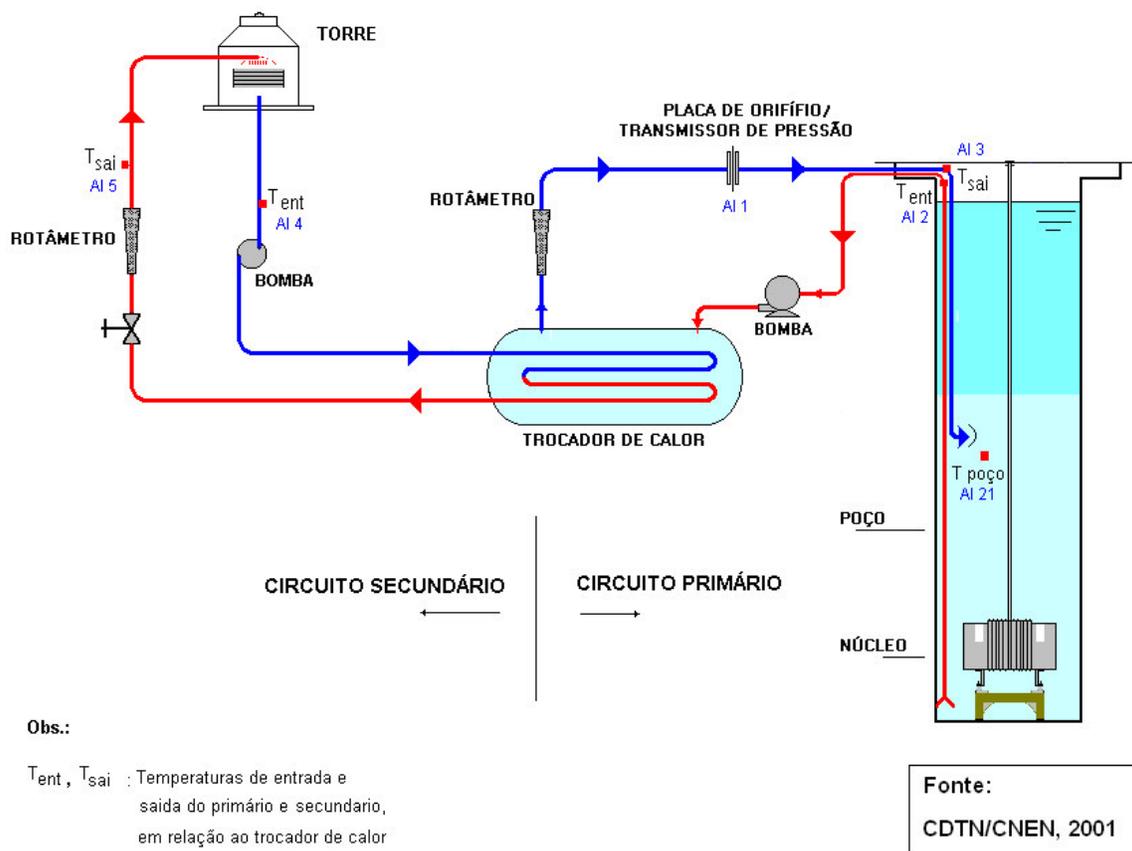


Figura 3. Sistema de refrigeração forçada do poço do reator.

O projeto do reator também estabelece um limite básico para o nível de potência abaixo do qual a circulação natural assegura que a temperatura do combustível permanecerá dentro dos seus limites. A potência do reator TRIGA é atualmente indicada na mesa de controle por indicadores que recebem os sinais dos canais nucleares de monitoração de potência (detectores de nêutrons).

### 3. Metodologia experimental

Para uma correta avaliação do comportamento termo-hidráulico do reator é essencial a realização de medidas confiáveis. O parâmetro mais relevante a ser avaliado é a potência térmica fornecida pelas fissões nucleares no núcleo. Sendo assim a primeira iniciativa desta investigação foi desenvolver uma metodologia para a calibração da potência do reator. Assim, além dos quatro canais neutrônicos de medida de potência, o reator TRIGA é hoje dotado de mais três canais para avaliação de sua potência, ou seja: potência dissipada no circuito de refrigeração primário, potência dissipada no circuito de refrigeração secundário e, potência fornecida pela medida da temperatura no centro do combustível, fornecido pelo combustível instrumentado, que foi adicionado ao núcleo como consequência deste projeto. Com este último canal, o reator ficou com uma excelente ferramenta para garantir a segurança de sua operação, podendo dotar a instalação de mais um dispositivo automático de desligamento, caso a temperatura do combustível ultrapasse o limite de segurança. A Tabela (1) abaixo apresenta os sensores utilizados nos experimentos e suas respectivas identificações, sendo AI (Entrada Analógica) e TMP (Termopar).

Tabela 1. Identificação das linhas de medidas de temperaturas, vazão e potência.

Código	Localização	Tipo de Sensor
AI 21	Temperatura da água no centro do poço	Termorresistor PT 100
AI 2	Temperatura de entrada da água no circuito primário	Termorresistor PT 100
AI 3	Temperatura de saída da água no circuito primário	Termorresistor PT 100
AI 4	Temperatura de entrada da água no circuito secundário	Termorresistor PT 100
AI5	Temperatura de saída da água no circuito secundário	Termorresistor PT 100
TMP 1	Temperatura no eixo central do combustível, lado superior	Termopar tipo K
TMP 2	Temperatura no eixo central do combustível, centro	Termopar tipo K
TMP 3	Temperatura no eixo central do combustível, lado inferior	Termopar tipo K
TMP 6	Temperatura na saída no canal de refrigeração do núcleo	Termopar tipo K
TMP 7	Temperatura na entrada no canal de refrigeração do núcleo	Termopar tipo K
AI 1	Medidor de Vazão do circuito primário	Placa de Orifício/ Transmissor de Pressão
AI 6	Potência do Canal Logarítmico	0 a 10 V
AI 7	Potência do Canal Linear	0 a 10 V
AI 8	Potência do Canal Percentual	0 a 10 V

O combustível original da posição B1 (anel B na Fig. 2) foi retirado do núcleo e nesta posição foi colocado o combustível instrumentado. A posição B1 é o local de maior dissipação de potência, prevista pelo cálculo neutrônico. Dois termopares foram colocados nos canais do núcleo mais próximo da posição B1. A Figura (4) mostra detalhes do elemento combustível instrumentado empregado nos experimentos.

A potência do reator foi elevada em degraus de 50 kW até atingir a potência de 250 kW (indicação do canal neutrônico "Linear"). Em 250 kW foi realizada a calibração de potência do reator, conforme será descrito no próximo item. Após encontrar o valor da potência de referência, o combustível instrumentado, assim como as sondas, foram posicionados consecutivamente em cada anel e canal do núcleo, até a posição da periferia (anel F). Em cada posição a potência foi também elevada em degraus de 50 kW em 50 kW até o valor de 250 kW. Todas as medidas foram registradas simultaneamente pelo sistema de aquisição de dados. Os testes foram elaborados de modo a cumprir todos os procedimentos de radioproteção e de segurança no manuseio de combustíveis. Para todas as cadeias de medidas de temperatura e de vazão do primário foram levantadas curvas de calibração e suas incertezas para análise da propagação das incertezas nos resultados experimentais deste trabalho.

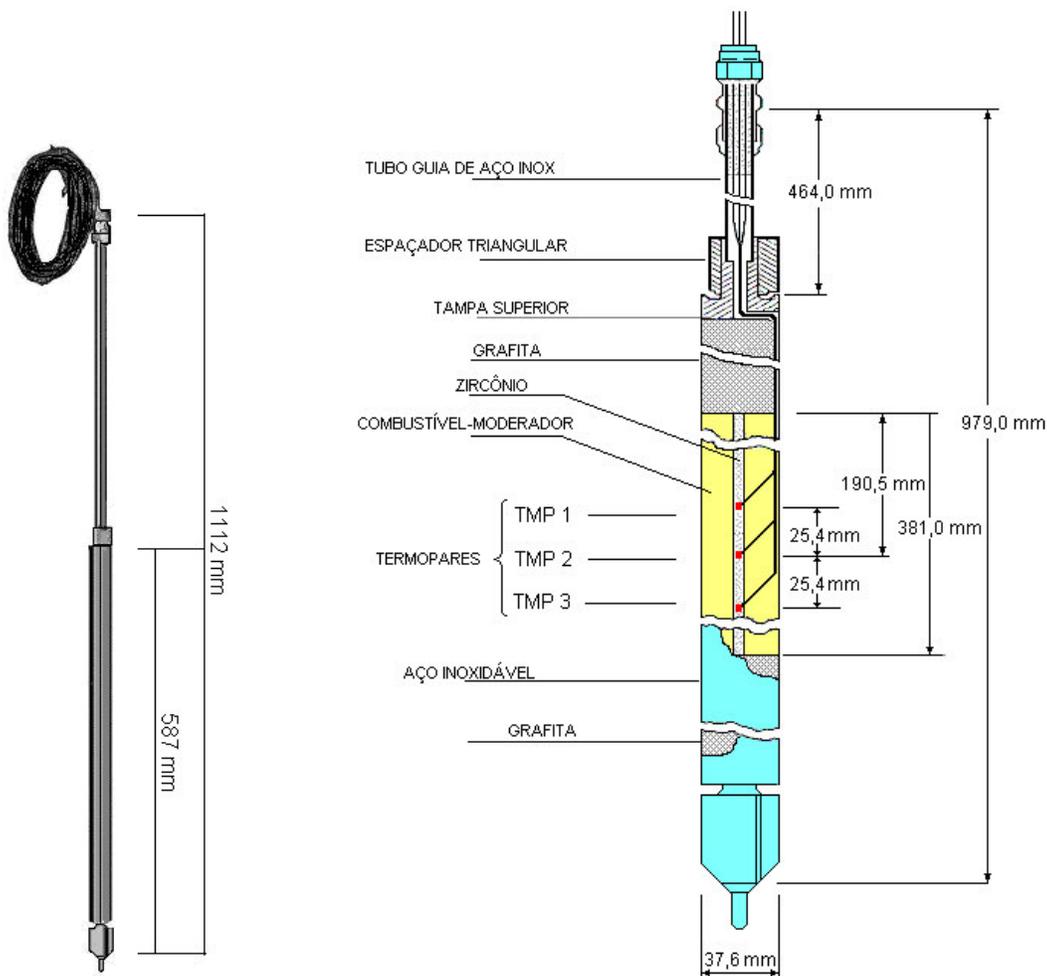


Figura 4. Elemento combustível instrumentado.

### 3.1. Calibração da potência do reator pelo balanço térmico

Desenvolveu-se uma metodologia de calibração da potência do reator baseada no balanço de energia, em estado estacionário, dissipada no circuito primário de refrigeração da água do poço.

A vazão e as temperaturas de entrada e saída do circuito de refrigeração foram medidas. As fugas de calor do poço do reator foram estimadas e adicionadas ao calor dissipado no circuito de refrigeração. As perdas térmicas do circuito de refrigeração não são consideradas, pois as medidas da temperatura de entrada e saída deste circuito foram tomadas logo acima da superfície da água do poço, de forma que no balanço térmico considera-se o calor dissipado em todo o circuito primário (tubulação) e não só no trocador de calor. A potência dissipada no circuito de refrigeração primário, em regime permanente, é dada pela equação:

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

onde;  $q$  = potência dissipada, em [kW],  $\dot{m}$  = vazão do refrigerante do circuito primário, em [kg/s],  $c_p$  = calor específico isobárico do refrigerante em [kJ/kg °C] e  $\Delta T$  = diferença de temperatura entre a entrada e saída ( $T_{ent} - T_{sai}$ ) do circuito primário de refrigeração, em [°C].

A troca de calor entre o poço do reator e o meio ambiente dá-se por condução para o solo, pelas paredes laterais e pelo fundo do poço. Pela superfície superior para o ar atmosférico por convecção e evaporação. O Reator TRIGA IPR-R1 (CDTN/CNEN, 2000) tem o núcleo situado abaixo do piso, no fundo de um poço cilíndrico de 6,625 m de profundidade e 1,92 m de diâmetro, cujo topo se encontra a 25 cm abaixo do nível da sala.

Dois termorresistores (AI 2 e AI 3) estão localizados, respectivamente, na entrada e saída do sistema de refrigeração forçada do poço. A vazão do circuito primário de refrigeração é medida por meio de um conjunto placa de orifício e transmissor de pressão diferencial. As principais características do sistema de medida de vazão são: placa de

orifício com diâmetro de 50,97 mm, transmissor de pressão diferencial marca Smar com sinal de saída 4 a 20 mA. A Tabela (2) apresenta os resultados da calibração da potência térmica do reator.

Tabela 2 - Potência térmica do reator.

Data da calibração	19.08.2004	
Vazão média do primário, $\dot{m}$	32,7 ± 0,4 m <sup>3</sup> /h	
Temperatura média na entrada do primário, $T_{ent}$	41,7 ± 0,3 °C	
Temperatura média na saída do primário, $T_{sai}$	34,8 ± 0,3 °C	
Potência dissipada no primário, $q$	261 kW	
Perdas térmicas do poço	Condução pelas paredes	3,10 kW (89,4%)
	Condução pelo fundo	0,21 kW (7,3%)
	Evaporação	0,35 kW (1,0%)
	Convecção	0,14 kW (2,3%)
	Total	3,80 kW (100%)
<b>Potência total do reator</b>	<b>265 kW</b>	
Desvio padrão das leituras, $S_q$	3,7 kW	
Incerteza na medida da potência, $U_q$	±19 kW (±7,2%)	
Potência dissipada no secundário	248 kW	

### 3.2. Resultados experimentais

A Figura (5) apresenta os perfis de temperaturas obtidos para o elemento combustível instrumentado na posição B1 do núcleo do Reator IPR-R1, levando em consideração os coeficientes de transferência de calor encontrados (Mesquita e Rezende, 2006) em diversas potências de operação.

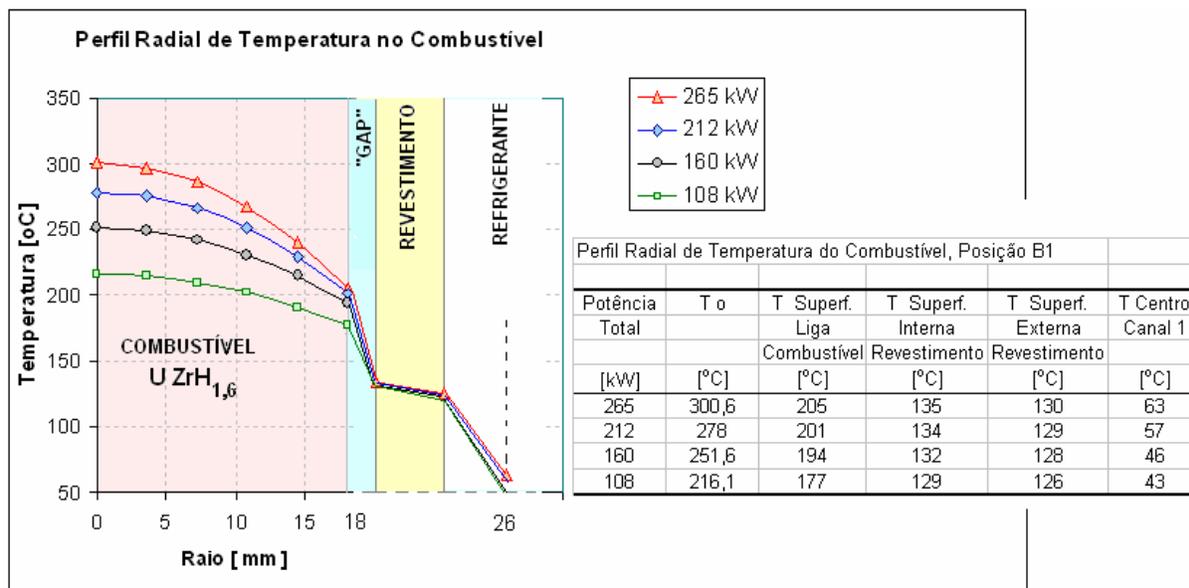


Figura 5. Perfil radial de temperaturas obtidas para o elemento combustível instrumentado.

A Tabela (3) mostra a potência térmica de operação do reator  $q_{núcleo}$ , a temperatura média no centro do elemento combustível instrumentado  $T_o$ , o superaquecimento na superfície em contato com a água  $\Delta T_{sat}$ , a condutividade térmica global do elemento combustível  $k_g$  e o coeficiente de transferência de calor do revestimento para o refrigerante  $h_{sup}$ .

Tabela 3 – Parâmetros térmicos do elemento combustível na posição B1.

$q_{núcleo}$ [kW]	$q_{BI}$ [W]	$T_o$ [°C]	$q'$ [W/m]	$q''$ [W/m <sup>2</sup> ]	$q'''$ MW/m <sup>3</sup>	$\Delta T_{sat}$ [°C]	$T_{sup}$ [°C]	$k_g$ [W/mK]	$h_{sup}$ [kW/m <sup>2</sup> K]
265	8759	300,6	22988	194613	20,70	19,0	130,4	<b>10,75</b>	<b>10,25</b>
212	7007	278,0	18391	155690	16,56	17,9	129,3	<b>9,84</b>	<b>8,69</b>
160	5288	251,6	13880	117502	12,50	16,7	128,0	<b>8,94</b>	<b>7,05</b>
108	3570	216,1	9369	79314	8,44	15,0	126,4	<b>8,31</b>	<b>5,27</b>

#### 4. Análise de incerteza dos resultados

Este item apresenta as incertezas associadas com os valores medidos experimentalmente e as expressões deduzidas para o cálculo da propagação de incertezas, nos valores da potência térmica do núcleo e dos coeficientes de transferência de calor, sempre considerando as equações das leis físicas empregadas nos cálculos teóricos. Nas expressões encontradas, as contribuições das incertezas associadas à geometria do elemento combustível são desprezíveis, devido às rigorosas tolerâncias especificadas nos desenhos do fabricante (Gulf General Atomic, 1972). As incertezas associadas às propriedades físicas da água são também insignificantes (Wagner e Kruse 1998) e (Miller, 1989), quando comparadas com as incertezas das variáveis medidas durante os experimentos. As incertezas associadas às propriedades físicas dos materiais (ASME, 1992), são também muito pequenas.

Todos os termopares, termorresistores e medidores de vazão foram calibrados e tiveram suas respectivas incertezas levantadas pela incerteza dos padrões, incertezas estatísticas do processo de calibração e erro padrão associado à análise de regressão para a respectiva curva de calibração e as incertezas dos demais componentes da cadeia de medição, incluindo sistema de aquisição de dados. As maiores incertezas consolidadas ( $U$ ) encontradas para as cadeias de medidas de temperatura, foram:  $U = \pm 0,4$  °C, para as linhas com termorresistores e  $U = \pm 1,0$  °C, para as linhas com termopares.

A incerteza na potência térmica do reator é determinada, praticamente, pela incerteza na medida da vazão do refrigerante e, principalmente, pela incerteza no valor de sua temperatura na entrada e na saída do circuito de refrigeração. A influência da oscilação da vazão nos experimentos foi amenizada deixando-se a válvula de ajuste de vazão, localizada perto da placa de orifício, quase que completamente aberta. A vazão do circuito primário de refrigeração forçada do reator é medida por um rotâmetro e um conjunto placa de orifício e transmissor de pressão diferencial, com indicação digital na sala de refrigeração, indicação digital na mesa de controle e coleta pelo sistema de aquisição de dados. A incerteza consolidada na medida da vazão do primário coletada pelo sistema de aquisição de dados, deve-se à incerteza na medida da vazão pela placa de orifício e a incerteza no valor obtido pela curva de regressão. Uma vez que a curva foi ajustada para a faixa de vazão de 28 m<sup>3</sup>/h a 33 m<sup>3</sup>/h, região de trabalho do circuito primário de refrigeração, a incerteza na vazão para esta faixa foi avaliada em  $U = \pm 0,41$  m<sup>3</sup>/h ( $\pm 1,1$  %). Esta incerteza se deve, praticamente, à incerteza da vazão medida com a placa de orifício.

##### 4.1 Estimativa das incertezas dos parâmetros térmicos

O método adotado para o cálculo da propagação das incertezas foi baseado na proposta de Kline e McClintock, (1953), (Holman, 1998) (Figliola e Beasley, 1991). Supondo que um resultado R de um parâmetro seja função de várias variáveis independentes  $x_1, x_2, x_3, \dots, x_n$ . Assim:

$$R = R(x_1, x_2, x_3, \dots, x_n) \quad (2)$$

A incerteza no parâmetro R será (Coleman e Steele, 1999) :

$$U_R = \left[ \left( \frac{\partial R}{\partial x_1} U_1 \right)^2 + \left( \frac{\partial R}{\partial x_2} U_2 \right)^2 + \dots + \left( \frac{\partial R}{\partial x_n} U_n \right)^2 \right]^{1/2}, \quad (3)$$

onde:  $U_1, U_2, U_3, \dots, U_n$  são as incertezas consolidadas das variáveis primárias independentes  $x_1, x_2, x_3, \dots, x_n$ . O item a seguir apresenta as expressões utilizadas no cálculo das incertezas dos seguintes parâmetros térmicos: potência térmica fornecida pelo núcleo, condutividade térmica global do elemento combustível e coeficiente de transferência de calor do revestimento para o refrigerante.

#### 4.1.1 Incerteza na potência térmica do reator ( $q$ )

O cálculo da potência está sujeito às incertezas provenientes das medidas da vazão e temperaturas, da estimativa do calor específico da água, obtido em função de sua temperatura, além da oscilação na própria medida da potência. Todas as incertezas são estimadas levando em consideração os resultados das calibrações dos instrumentos de medidas. Sendo assim, a incerteza no valor potência  $q$  é resultado da combinação da incerteza devido à vazão  $\dot{m}$ , da incerteza no valor do calor específico ( $c_p$ ) e da incerteza devido a diferença entre as temperaturas de entrada e saída do refrigerante no trocador de calor ( $\Delta T = T_{ent} - T_{sai}$ ). A potência  $q$  dissipada no trocador de calor é dada pela Eq. 1, reproduzida abaixo:

$$q = \dot{m} c_p \Delta T = \dot{m} c_p (T_{ent} - T_{sai}), \quad (4)$$

onde:  $T_{ent}$  = temperatura na entrada do primário e  $T_{sai}$  = temperatura na saída do primário.

Utilizando a Eq. 3, a incerteza na potência  $U'_q$ , será:

$$U'_q = \sqrt{\left(\frac{\partial q}{\partial \dot{m}} U_{\dot{m}}\right)^2 + \left(\frac{\partial q}{\partial c_p} U_{c_p}\right)^2 + \left(\frac{\partial q}{\partial T_{ent}} U_{T_{ent}}\right)^2 + \left(\frac{\partial q}{\partial T_{sai}} U_{T_{sai}}\right)^2} \quad (5)$$

onde:  $U_{\dot{m}}$ ,  $U_{c_p}$ ,  $U_{T_{ent}}$  e  $U_{T_{sai}}$  são as incertezas consolidadas das variáveis primárias independentes:  $\dot{m}$ ,  $c_p$ ,  $T_{ent}$  e  $T_{sai}$ . Resolvendo a equação diferencial parcial, encontra-se a seguinte expressão para o valor de incerteza relativa para a potência:

$$\frac{U'_q}{q} = \sqrt{\left(\frac{U_{\dot{m}}}{\dot{m}}\right)^2 + \left(\frac{U_{c_p}}{c_p}\right)^2 + \left(\frac{U_{T_{ent}}}{T_{ent} - T_{sai}}\right)^2 + \left(\frac{U_{T_{sai}}}{T_{ent} - T_{sai}}\right)^2} \quad (6)$$

Ao valor deve-se acrescentar o desvio padrão ( $S_q$ ) (INMETRO, 1998) da potência média encontrada durante o tempo de registro. Sendo assim o valor da incerteza será:

$$\frac{U_q}{q} = \sqrt{\left(\frac{U'_q}{q}\right)^2 + (S_q)^2} \quad (7)$$

A potência de referência do reator, calculada pelo balanço térmico, é realizada quando o sistema está em equilíbrio térmico com o meio, portanto os valores das perdas (cerca de 1,5% da potência total) são muito pequenas em relação à potência dissipada no primário. As incertezas no valor das perdas térmicas são, insignificantes. Sendo assim, considerou-se a incerteza na potência térmica do reator, como sendo igual à encontrada para a potência dissipada no trocador de calor. A incerteza no valor do calor específico da água é muito baixa (Miller, 1989) (Costa, 2004). Portanto a incerteza no valor da potência térmica é devida, praticamente à incerteza no valor da vazão e, principalmente, nas incertezas nos valores da temperatura de entrada e temperatura de saída da água no trocador de calor. Utilizando as expressões acima, encontra-se uma incerteza de 7,2% na potência térmica fornecida pelo núcleo.

#### 4.1.2 Incerteza na condutividade térmica global do elemento combustível ( $k_g$ )

A condutividade térmica global  $k_g$  do elemento combustível é dada por:

$$k_g = \frac{q''' r^2}{4(T_o - T_{sup})} \quad (8)$$

A temperatura superficial é dada por:  $T_{sup} = T_{sat} + \Delta T_{sat}$ , ficando então:

$$k_g = \frac{q''' r^2}{4(T_o - T_{sat} - \Delta T_{sat})} \quad (9)$$

Utilizando a Eq. 3, a incerteza em  $k_g$  será:

$$U_{k_g} = \sqrt{\left(\frac{\partial k_g}{\partial q'''} U_{q'''}\right)^2 + \left(\frac{\partial k_g}{\partial r} U_r\right)^2 + \left(\frac{\partial k_g}{\partial T_o} U_{T_o}\right)^2 + \left(\frac{\partial k_g}{\partial T_{sat}} U_{T_{sat}}\right)^2 + \left(\frac{\partial k_g}{\partial \Delta T_{sat}} U_{\Delta T_{sat}}\right)^2} \quad (10)$$

Resolvendo a equação diferencial chega-se a seguinte expressão para a incerteza relativa de  $k_g$ :

$$\frac{U_{k_g}}{k_g} = \sqrt{\left(\frac{U_{q'''}}{q'''}\right)^2 + \left(\frac{2U_r}{r}\right)^2 + \left(\frac{U_{T_o}}{T_o - T_{sat} - \Delta T_{sat}}\right)^2 + \left(\frac{U_{T_{sat}}}{T_o - T_{sat} - \Delta T_{sat}}\right)^2 + \left(\frac{U_{\Delta T_{sat}}}{T_o - T_{sat} - \Delta T_{sat}}\right)^2} \quad (11)$$

Como as incertezas dimensionais do combustível são desprezíveis (Gulf General Atomic, 1972), comparadas com a incerteza no valor da potência térmica, considerou-se a incerteza na potência por unidade de volume ( $q'''$ ), e a incerteza do fluxo de calor na superfície ( $q''$ ), iguais à incerteza na potência ( $q$ ). A temperatura de saturação da água a 1,5 bar, igual a 111,37 °C (Wagner e Kruse, 1998), tem também um valor de incerteza relativa é muito baixa, podendo ser desprezada.

O superaquecimento é encontrado utilizando a correlação de McAdams (Tong e Weisman, 1996):

$$\Delta T_{sat} = 0,81(q'')^{0,259} \quad (12)$$

utilizando a Eq. 3, encontra-se a incerteza relativa de  $\Delta T_{sat}$ , dada por:

$$\frac{U_{\Delta T_{sat}}}{\Delta T_{sat}} = \frac{0,259 U_{q''}}{q''} \quad (13)$$

Substituindo o valor de  $U_{\Delta T_{sat}}$ , obtém-se a seguinte expressão para a incerteza relativa na condutividade térmica global do elemento combustível,  $k_g$ :

$$\frac{U_{k_g}}{k_g} = \sqrt{\left(\frac{U_{q''}}{q''}\right)^2 + \left(\frac{2U_r}{r}\right)^2 + \left(\frac{U_{T_o}}{T_o - T_{sat} - \Delta T_{sat}}\right)^2 + \left(\frac{U_{T_{sat}}}{T_o - T_{sat} - \Delta T_{sat}}\right)^2 + \left(\frac{0,259 U_{q''} \Delta T_{sat}}{q'' (T_o - T_{sat} - \Delta T_{sat})}\right)^2} \quad (14)$$

A incerteza na condutividade térmica global do elemento combustível depende, praticamente, apenas da incerteza na potência térmica do reator. Os outros componentes da expressão contribuem muito pouco para o valor total da incerteza deste parâmetro. Não foi encontrada nenhuma informação sobre a incerteza na correlação de McAdams. Utilizando a expressão acima, encontra-se uma incerteza 7,3 % para o valor de  $k_g$ .

#### 4.1.3 Incerteza no coeficiente de transferência de calor do revestimento para o refrigerante na região de ebulição nucleada sub-resfriada $h_{sup}$

Na região de ebulição nucleada sub-resfriada o coeficiente de transferência de calor da superfície para o refrigerante  $h_{sup}$  é dado pela equação:

$$h_{sup} = q'' / \Delta T_{sat} \quad (15)$$

A incerteza  $U_{h_{sup}}$ , é dada por:

$$U_{h_{sup}} = \sqrt{\left[\frac{\partial h_{sup}}{\partial q''} U_{q''}\right]^2 + \left[\frac{\partial h_{sup}}{\partial \Delta T_{sat}} U_{\Delta T_{sat}}\right]^2} \quad (16)$$

Resolvendo a equação diferencial parcial encontra-se a seguinte expressão para a incerteza relativa de  $h_{sup}$ :

$$\frac{U_{h_{sup}}}{h_{sup}} = \sqrt{\left(\frac{U_{q''}}{q''}\right)^2 + \left(\frac{U_{\Delta T_{sat}}}{\Delta T_{sat}}\right)^2} \quad (17)$$

A incerteza relativa de  $\Delta T_{sat}$  foi encontrada no item anterior, substituindo no segundo termo da expressão, encontra-se a incerteza relativa de  $h_{sup}$  em função do fluxo de calor na superfície, conforme mostrado abaixo:

$$\frac{U_{h_{sup}}}{h_{sup}} = \sqrt{\left(\frac{U_{q''}}{q''}\right)^2 + \left(\frac{0,259U_{q''}}{q''}\right)^2} \quad (18)$$

Como se pode notar, a incerteza no coeficiente de transferência de calor da superfície do revestimento para a água depende, praticamente, apenas da incerteza da potência térmica do reator. Utilizando a expressão acima, encontra-se uma incerteza 7,4 % para o valor de  $h_{sup}$ .

## 5. Conclusões

As expressões utilizadas para cálculo das incertezas dos parâmetros térmicos, ou sejam, potência térmica do núcleo e os coeficientes de transferência de calor, levando-se em consideração as propagações das incertezas, foram apresentadas. Nas expressões encontradas, as contribuições das incertezas associadas à geometria do elemento combustível são desprezíveis, devido às rigorosas tolerâncias especificadas nos desenhos do fabricante (Gulf General Atomic, 1972). As incertezas associadas às propriedades físicas da água são também insignificantes (Wagner e Kruse 1998) e (Miller, 1989), quando comparadas com as incertezas das variáveis medidas durante os experimentos. As incertezas associadas às propriedades físicas dos materiais (ASME, 1992), são também muito pequenas. O valor de incerteza encontrado na calibração da potência do reator é da ordem de grandeza de outras calibrações por processo térmico descritas na literatura (Zagar et al., 1999).

A análise das incertezas dos coeficientes de transferência de calor encontrados para o elemento combustível é determinada, basicamente, pela incerteza na avaliação da potência térmica do reator, com as demais parcelas da equação de propagação de incertezas desprezíveis. A incerteza na potência térmica do reator, por sua vez, é determinada, praticamente, pela incerteza na medida da vazão do refrigerante e, principalmente, pela incerteza no valor de sua temperatura na entrada e na saída do circuito de refrigeração. A influência da oscilação da vazão nos experimentos foi amenizada deixando-se a válvula de ajuste de vazão, localizada perto da placa de orifício, quase que completamente aberta. Considerou-se também a incerteza na vazão apenas para a faixa de operação do TRIGA, isto é, de 28 a 32 m<sup>3</sup>/h. Normalmente a maior contribuição no valor da incerteza para o cálculo da potência é devida à flutuação da vazão, conforme relatou Pytel e Abbani (1997), em trabalho experimental para o reator de pesquisa *Maria* de 30 MW em Wasaw na Polônia. Os valores de incertezas encontrados neste trabalho são condizentes com as incertezas encontradas em outros experimentos em ebulição (Costa, 2004).

## 6. Referências Bibliográficas

- ASME, 1992, "ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section II – Materials, Part D, Properties", The American Society of Mechanical Engineers. New York.
- CDTN/CNEN, 2001, "Manual de operação do Reator TRIGA IPR-R1". Belo Horizonte, MO/TRIGA-IPR-R1/CDTN, 242p.
- CDTN/CNEN, 2000, "Relatório de Análise de Segurança do Reator TRIGA IPR-R1". Belo Horizonte, RASIN/TRIGA-IPR-R1/CDTN, 321p.
- Coleman, H.C.; Steele, W.G., 1999, "Experimentation and Uncertainty Analysis for Engineers". 2<sup>nd</sup>. Ed. John Wiley & Sons, Inc. New York. 275p.
- Costa, A.C.L. 2004, "Desenvolvimento de um Dispositivo Experimental e Determinação dos Parâmetros de Refrigeração por Ebulição Nucleada Confinada para um Circuito de Irradiação a Água Fervente com a Vareta Combustível Nuclear Substituída por um Simulador Elétrico". Belo Horizonte: Escola de Engenharia, Universidade Federal de Minas Gerais, Tese (Doutorado), 142 p
- Figliola, R.S.; Beasley, D.E., 1991, "Theory and Design for Mechanical Measurements". John Wiley & Sons, New York, 516p.
- Gulf General Atomic, 1972, *15" SST fuel element assembly instrumented core*. San Diego, CA.. Drawing Number TOS210J220.
- Holman, J.P, 1998, "Experimental Methods for Engineers". 7<sup>th</sup> ed. McGraw-Hill: Boston. 689p.
- INMETRO, 1998, Instituto Nacional de Metrologia Normalização e Qualidade Industrial, "Guia para a Expressão da Incerteza de Medição". 2<sup>a</sup> ed. Rio de Janeiro, ago.
- Kline, S. J.; McClintock, F. A., 1953, "Describing Uncertainties in Single-Sample Experiments". Mechanical

- Engineering, 3-8.
- Mesquita, A.Z., Rezende, H.C., 2006, "Experimental Thermal-Hydraulic Analysis of the IPR-R1 TRIGA Nuclear Reactor". Proceedings of the 11<sup>th</sup> Brazilian Congress of Thermal Sciences and Engineering -ENCIT 2006, Braz. Soc. of Mechanical Sciences and Engineering - ABCM, Curitiba, Brazil,- Dec. 5-8.
- Mesquita, A. Z., 2005, "Investigação Experimental da Distribuição de Temperaturas no Reator Nuclear de Pesquisa TRIGA IPR-R1", Campinas, Faculdade de Engenharia Química, UNICAMP, Brasil, Tese, 183 p.
- Miller, R.W., 1989, "Flow Measurement Engineering Handbook", 2<sup>nd</sup>. Ed. New York, McGraw-Hill Publishing Company.. p. E19-E21.
- Pytel, K; Abbani, B.O., 1997, "Influence of fluctuation of coolant flow on the nuclear reactor thermal limits". IAE Annual Report A. Research Reactor Centre, Institute of Atomic Energy, Technical University, Warsaw, Poland.. p. 102.
- Tong, L.S.; Weisman, J., 1996, "Thermal analysis of pressurized water reactors". Third Edition. American Nuclear Society. Illinois. 748p.
- Wagner, W; Kruse, 1998, A. "Properties of Water and Steam - The Industrial Standard IAPWS-IF97 for the Thermodynamics Properties". Springer, Berlin, 354p.
- Zagar, T; Ravnik, M; Persic, A., 1999, "Analysis of Reactor Thermal Power Calibration Method". Proceeding of International Conference Nuclear Energy in Central Europe'99, Portoroz, Slovenia.. p 91-p 98.

## 7. Direitos autorais

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

### TITLE

#### **UNCERTAINTY ANALYSIS ON THERMAL HYDRAULICS PARAMETER OF THE IPR-R1 TRIGA RESEARCH NUCLEAR REACTOR**

Antônio Carlos Lopes da Costa  
Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear. Belo Horizonte- MG  
[aclc@cdtn.br](mailto:aclc@cdtn.br)

Amir Zacarias Mesquita  
Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear. Belo Horizonte- MG  
[amir@cdtn.br](mailto:amir@cdtn.br)

Hugo César Rezende  
Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear. Belo Horizonte- MG  
[hcr@cdtn.br](mailto:hcr@cdtn.br)

### Abstract

Experimental studies have been performed in the IPR-R1 TRIGA Mark 1 Research Nuclear Reactor of CDTN/CNEN at Belo Horizonte (Brazil) to find out the temperature distribution as a function of reactor power, under steady-state conditions. During these experiments the reactor was set in many different power levels. These experiments are part of the research program, that have the main objective of commissioning the IPR-R1 reactor for routine operation at 250 kW. This paper presents the uncertainty analysis of the thermal-hydraulic experiments performed. The methodology used to evaluate the uncertainty propagation on the results was done based on the pioneering article of Kline and McClintock (1953), with the propagation of uncertainties based on the specification of uncertainties in various primary measurements.

Keywords: Measurements uncertainty, uncertainty propagation, TRIGA nuclear reactor, instrumented fuel element, heat transfer.