

**CNEN/SP**

**ipen** Instituto de Pesquisas  
Energéticas e Nucleares

APLICAÇÃO DO CÓDIGO TEMPPC À CALCULOS HIDROTÉRMICOS  
DO NÚCLEO DO REATOR IEA-R1 OPERANDO A 2 MW, PARA A  
DETERMINAÇÃO DA VAZÃO MÍNIMA DO REFRIGERANTE

Roberto Frajndlich e Joel Alvarenga de Sousa

PUBLICAÇÃO IPEN 82

OUTUBRO/1985

SÃO PAULO

ISSN 0101-3084

PUBLICAÇÃO IPEN 82

OUTUBRO/1985

**APLICAÇÃO DO CÓDIGO TEMPPC À CÁLCULOS HIDROTÉRMICOS DO NÚCLEO  
DO REATOR IEA-R1 OPERANDO A 2 MW, PARA A DETERMINAÇÃO  
DA VAZÃO MÍNIMA DO REFRIGERANTE**

Roberto Frajndlich e Joel Alvarenga de Sousa

**DEPARTAMENTO DE READORES E CIRCUITOS EXPERIMENTAIS**

**CNEN/SP**

**INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES  
SÃO PAULO - BRASIL**

Série PUBLICAÇÃO IPEN

**INIS Categories and Descriptors**

**E21.00**

**E36.00**

**COMPUTER CODES**

**COOLANTS**

**FLOW RATE**

**IEAR-1 REACTOR**

**REACTOR CORES**

# APLICAÇÃO DO CÓDIGO TEMPPC A CÁLCULOS HIDROTÉRMICOS DO NÚCLEO DO REATOR IEA-R1 OPERANDO A 2 MW, PARA A DETERMINAÇÃO DA VAZÃO MÍNIMA DO REFRIGERANTE

Roberto Frajndlich e Joel Alvarenga de Sousa

## RESUMO

O presente trabalho é um estudo térmico e hidráulico do núcleo do reator IEA-R1 para regime permanente de operação e convecção forçada.

O objetivo do cálculo é a obtenção do valor da vazão mínima necessária no núcleo, limitada pela temperatura correspondente ao início da ebulição local sobre as placas dos elementos combustíveis na atual potência de operação (2 MW), para uma dada temperatura de entrada do fluido refrigerante no núcleo. O grau de segurança do sistema de refrigeração atual também será pesquisado neste trabalho, que é dividido em três etapas: cálculo termohidráulico, sem a utilização de fatores de incerteza e, em seguida, considerando estes fatores através de 2 métodos: o estatístico e o convencional.

Qualquer que seja o método adotado, os resultados obtidos através do Programa TEMPPC, mostraram uma ampla margem de segurança no que diz respeito aos parâmetros termohidráulicos do reator IEA-R1.

## APPLICATION OF TEMPPC CODE TO THE IEA-R1 NUCLEAR REACTOR CORE HYDROTHERMAL CALCULATIONS OPERATING AT 2 MW FOR DETERMINATION OF THE MINIMAL COOLANT FLOW

## ABSTRACT

The present paper is a thermohydraulic study of the IEA-R1 nuclear reactor core on steady-state operating condition and forced convection.

The objective of this calculation is to obtain the minimal flow rate of coolant necessary at the reactor core, limited by the temperature associated to the beginning of nucleate boiling over the fuel plates at a normal operating power (2MW) for a certain inlet coolant temperature.

The coolant system safety level is also calculated in this paper, which is divided in three steps: thermohydraulic calculation, without using the uncertainty factors and, after that, considering these factor by two methods: the statistical and the conventional ones.

Whichever the method accepted, the results obtained by the program TEMPPC show a great safety margin with respect to the thermohydraulic parameters from the IEA-R1 nuclear reactor.

## 1 – INTRODUÇÃO

O reator nuclear de pesquisa IEA-R1, é do tipo piscina, moderado à água leve, refletor de grafita e elemento combustível do tipo MTR, enriquecido em U-235 e potência máxima de operação de 2 MW.

A primeira criticalidade foi em setembro de 1957 e após superar os principais problemas e dificuldades na fase inicial de operação, tem funcionado regularmente há mais de 25 anos, sem nenhum acidente<sup>(4)</sup>.

A partir do ano de 1972, foram introduzidas modificações no reator, com a finalidade de atender normas atualizadas de licenciamento e também um programa de modernização das instalações<sup>(4)</sup>.

Neste tipo de reator, onde o fluxo de nêutrons é relativamente elevado ( $10^{13}$  nêutrons/cm<sup>2</sup>.s) e portanto com grande quantidade de calor gerado no núcleo que é de pequeno volume, é importante a determinação da distribuição das temperaturas ao longo das placas combustíveis, do fluido refrigerante que circula entre as placas, bem como das temperaturas máximas admissíveis, para que o reator opere com eficiência e que o fenômeno de formação de bolhas seja evitado impedindo assim que a moderação de nêutrons seja comprometida.

Ao contrário dos reatores de potência, o calor gerado no reator IEA-R1 pode ser dissipado de maneira conveniente, porém sem ter como objetivo a obtenção de altas temperaturas na saída do fluido refrigerante. Portanto, os materiais que compõem o núcleo do reator não precisam suportar altas temperaturas e pressões, desde que haja um resfriamento adequado do núcleo.

Para potências inferiores a 200 Kw, o resfriamento do núcleo pode ser feito por simples convecção natural da água existente na piscina. Mas, para potências superiores, é necessária uma circulação forçada do fluido refrigerante, que é realizada por meio de um motor-bomba, um dos constituintes do "Circuito de Refrigeração Primário" do reator.

Os fatores que limitam o valor 200 Kw para convecção natural, dizem respeito à proteção radiológica (presença de N-16 na superfície da piscina) e não a fatores termohidráulicos já que, segundo CHASTAIN<sup>(2)</sup>, há evidências de que reatores do tipo piscina podem operar seguramente até 1000 Kw com resfriamento por convecção natural sem ebulição do núcleo.

O presente trabalho, é um estudo térmico e hidráulico do núcleo do reator IEA-R1 para o regime permanente de operação e convecção forçada.

O objetivo do cálculo é a obtenção do valor da vazão mínima necessária no núcleo, limitada pela temperatura correspondente ao início da ebulição local sobre as placas dos elementos combustíveis na atual potência de operação (2 Mw), para uma dada temperatura de entrada do fluido refrigerante no núcleo. Procura-se ainda, por meio deste trabalho, a determinação do grau de segurança do sistema de refrigeração atual.

O trabalho é dividido em três etapas, a saber: primeiramente o cálculo termohidráulico, sem a utilização de fatores de incerteza aplicados aos parâmetros e fórmulas e, em seguida, os cálculos considerando estes fatores através de dois métodos: método estatístico e método convencional.

### 1.1 – Modelo para o Desenvolvimento de Especificações Técnicas para Reatores de Pesquisas

Para o desenvolvimento de especificações técnicas para reatores de pesquisa, estabelecendo a margem de segurança com que um sistema deve operar, existe o Modelo descrito pela ANS-15.1/N378-1974, intitulado "Standard for the Development of Technical Specification for Research Reactors" preparada pela "American Nuclear Society", "Standards Committee and Working Group ANS-15.1" e aprovada, em 10 de Abril de 1974 pela "American National Standards Institute, Inc."<sup>(1)</sup>.

Segundo o Modelo, um reator de pesquisa apresenta importantes variáveis no processo de operação, as quais precisam ser resguardadas dentro de limites bem definidos, de modo a serem mantidas a integridade das barreiras físicas que procuram impedir a liberação incontrolada de radioatividade. O modelo indica que a barreira física mais importante é a camisa da placa combustível. Por exemplo, as temperaturas na interface camisa/refrigerante são variáveis importantes, e é preciso estabelecer limites que previnam a fusão da camisa ou a ebulição do fluido refrigerante. Desse modo, é que é estabelecido pelo modelo, o conceito de limite de segurança ("safety limit"). São os limites adotados para as variáveis, através de parâmetros mensuráveis conhecidos. O modelo alerta, porém, para o fato de que estas variáveis devem ser aumentadas ou diminuídas, conforme o caso, levando em conta as incertezas que existem nos parâmetros utilizados nos cálculos dos limites de segurança. Por exemplo, no cálculo das temperaturas ao longo da camisa, existem fontes de incerteza dos seguintes tipos: quantidade de urânio em uma placa, medida de potência, variação da velocidade no canal, espessura de urânio nas placas, etc. Para concluir, o modelo descreve um limite final para as variáveis como situações limitantes do sistema de segurança ("LSSS - Limiting Safety System Settings").

O LSSS é estabelecido para cada reator, em função dos sistemas atuantes, e considera a influência dos transientes ou eventos paralelos que existam no sistema, e que possam influir de alguma maneira na variável que está se estudando.

Para que haja segurança, o valor atribuído a uma variável deve ser tal que jamais atinja o valor estipulado, o qual será considerado como o limite de segurança. O valor é escolhido de forma que a ação protetora terá tempo e condições de corrigir ou minimizar os efeitos de uma eventual falha antes que a variável envolvida no evento possa comprometer alguma barreira física, atingindo o seu limite de segurança.

Por exemplo, para o caso da camisa de alumínio de um combustível do tipo MTR de um reator de pesquisa do tipo piscina (exemplo: IEA-R1), estabelece-se um valor limite para a temperatura na interface camisa/refrigerante, acima do qual, a operação é comprometida em virtude de possível formação de bolhas no fluido refrigerante. Este valor é considerado como sendo o limite de segurança para esta variável. Da mesma forma, deve existir uma vazão correspondente à esta temperatura limite. Com a introdução das fontes de incertezas, a temperatura deverá ser menor e a vazão maior, respectivamente. Porém, a vazão final adotada para a refrigeração das placas combustíveis, deve ser tal, que qualquer que sejam os eventos colaterais, tais como a variação de vazão, a queda de vazão, o aumento de potência, haverá uma ação preventiva (por exemplo o SCRAM do reator), que impedirá que a temperatura existente na placa atinja o valor limite antes calculado. A diferença entre o valor adotado e o limite de segurança é denominado "margem de segurança".

No caso específico do reator IEA-R1, o valor adotado para a vazão do circuito primário, está bem acima daquela que provocaria a temperatura limite no canal quente, como pode ser visto nas tabelas e gráficos dos resultados do presente trabalho. Desta forma, qualquer que sejam as eventuais falhas nos registradores, flutuação de tensão, queda de vazão etc., haverá sempre uma longa margem de segurança, para que outros dispositivos de segurança sejam acionados, antes que a temperatura na placa atinja o seu valor limite.

## 2 – CARACTERÍSTICAS DO NÚCLEO DO REATOR

A configuração utilizada neste trabalho é referente ao arranjo de número 147 Figura 2.1, constituído do seguinte modo:

- 05 elementos combustíveis com baixo enriquecimento em U-235 (< 20%)
- 16 elementos combustíveis com alto enriquecimento em U-235 (> 90%)
- 04 elementos de controle (12 placas combustíveis)
- 02 elementos de controle (09 placas combustíveis)

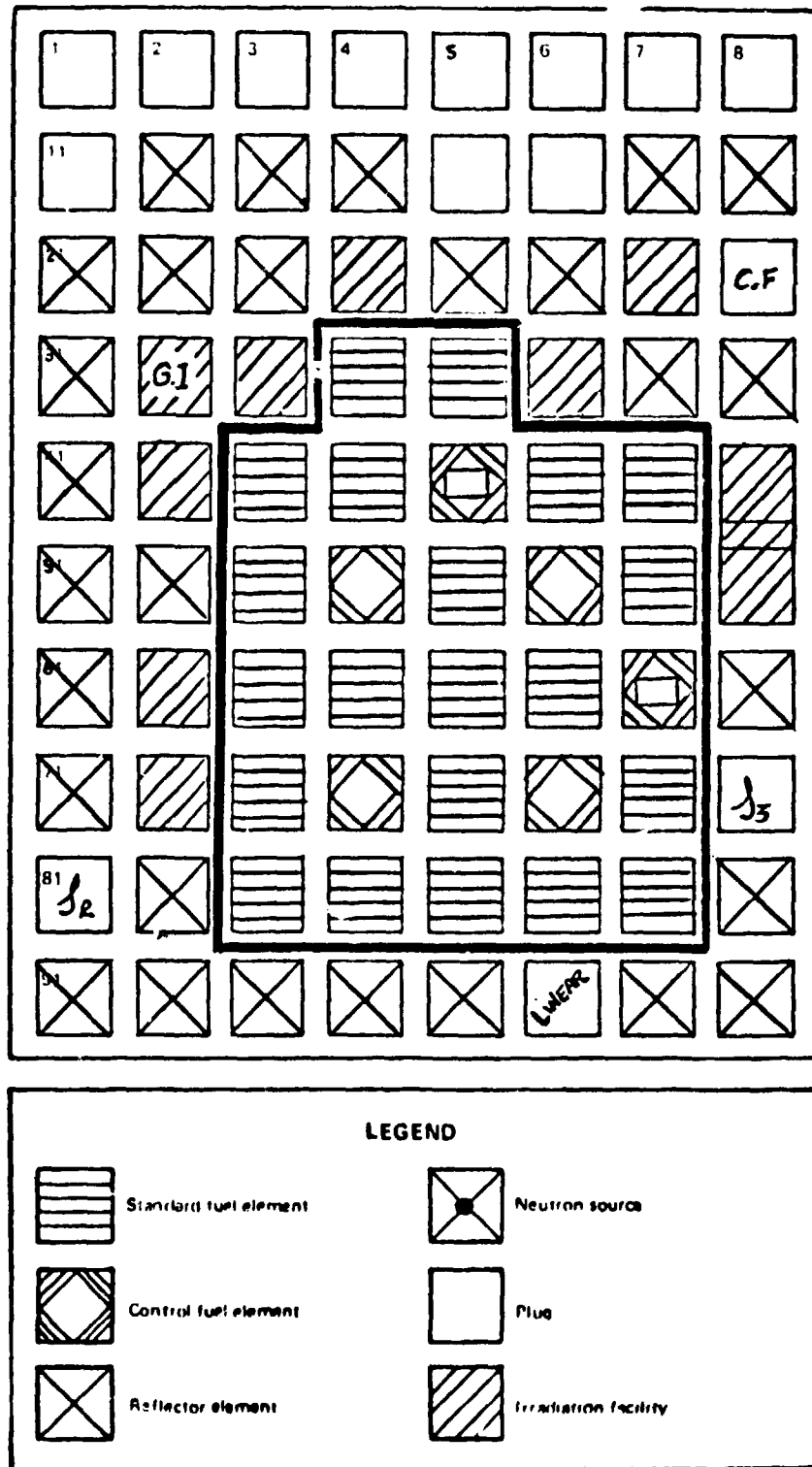


Figura 2.1 - Mapeamento do Núcleo do Reator IEA-R1

Os 4 elementos de controle, apresentam barras absorvedoras que controlam a potência do reator, enquanto os 2 elementos contendo 09 placas estão sendo utilizados na irradiação de materiais nos locais destinados às barras absorvedoras.

As dimensões aproximadas do arranjo são: 405,0 x 385,5 mm<sup>2</sup> de secção e uma altura ativa de 600 mm. A separação média entre os elementos é de 1,0 mm aproximadamente.

Os elementos combustíveis e de controle, são do tipo "MTR" formados por placas planas finas em 2 suportes de alumínio.

A refrigeração é feita por água leve, segundo uma circulação forçada de 600 m<sup>3</sup>/h (2642 GPM) na direção vertical de cima para baixo.

### 3 – METODOLOGIA DE CÁLCULO

#### 3.1 – Temperatura no Fluido Refrigerante e na Placa Combustível

A remoção do calor total do núcleo do reator IEA-R1 é diretamente dependente da diferença média entre a temperatura da superfície dos elementos combustíveis e a temperatura do refrigerante que escoava entre as placas dos elementos.

Em virtude da variação de temperatura de ponto para ponto no núcleo conforme as condições de refrigeração e a distribuição da potência térmica, é necessário um estudo destas variações e a determinação da máxima temperatura existente de modo a poder avaliar o grau de segurança em que o reator está operando sob o ponto de vista termohidráulico.

Inicialmente, calcula-se a quantidade de calor por unidade de tempo "dq(x)", transferida ao fluido refrigerante ao longo de um comprimento "dx" ou seja:

$$dq(x) = m \cdot C_p \cdot dT_L \quad (\text{Equação 3.1.1})$$

onde:

m = vazão em massa do fluido do canal

C<sub>p</sub> = calor específico do fluido

dT<sub>L</sub> = variação de temperatura do fluido ao longo de "dx"

Levando em consideração o predomínio da dimensão radial, desprezou-se a condução axial de calor ao longo da placa combustível, que as secções transversais da placa e do canal são constantes ao longo do eixo, pode-se mostrar que a distribuição longitudinal da temperatura média do fluido refrigerante (T<sub>L</sub>), é dada por<sup>(5)</sup>:

$$T_L = T_E + \frac{A_d}{\rho \cdot C_p \cdot V \cdot A_f} \int_0^x q'''(x) dx \quad (\text{Equação 3.1.2})$$

onde:

T<sub>E</sub> = temperatura do fluido na entrada do canal

V = velocidade média de escoamento do fluido ao longo do canal



$\rho$  = densidade do fluído

$A_d$  = área de secção transversal do sólido

$A_f$  = área de secção transversal do canal

$q'''(x)$  = geração térmica volumétrica na cota "x"

Quanto à temperatura local da superfície da placa, é dada por<sup>(5)</sup>:

$$T_p = T_L + \frac{A_d}{h \cdot P} q'''(x) \quad (\text{Equação 3.1.3})$$

onde:

$P$  = perímetro molhado da placa (superfície  $A$  dividida pelo comprimento  $C$ )

$h$  = coeficiente da película

### 3.2 – Limite da Temperatura na Superfície da Placa Combustível

Em um reator do tipo piscina como o IEA-R1, um dos fenômenos mais indesejáveis é o surgimento da ebulição do fluído refrigerante quando em contato com a camisa da placa combustível. Portanto, o limite seguro para a temperatura " $T_p$ ", é aquela correspondente ao início da ebulição " $T_{EB}$ ".

Por sua vez, a temperatura " $T_{EB}$ " é definida como sendo a temperatura de saturação do líquido refrigerante " $T_{sat}$ " acrescida de um sobreaquecimento na superfície da placa " $\Delta T_{sat}$ " suficiente para dar o início da formação de bolhas no refrigerante. Logo<sup>(5)</sup>:

$$T_{EB} = T_{sat} + \Delta T_{sat} \quad (\text{Equação 3.1.4})$$

Este sobreaquecimento  $\Delta T_{sat}$  é uma função de pressão, fluxo calorífico e propriedades do refrigerante.

### 3.3 – Fatores de Incerteza

A fim de se obter maior confiança nos resultados, introduz-se alguns fatores representativos dos desvios existentes nos valores reais dos parâmetros de cálculo. Estes fatores são necessários porque, os valores empregados apresentam, em geral, desvios com relação aos valores nominais e as fórmulas empíricas empregadas são válidas para determinadas condições.

O fator de incerteza pode ser definido da seguinte maneira<sup>(5)</sup>:

$$F = 1 + \frac{\text{desvio do valor nominal da fonte}}{\text{valor nominal da fonte}}$$

No cálculo de incerteza final, devido as várias fontes, considera-se neste trabalho dois métodos: o convencional e o estatístico.

O método convencional considera que todas as fontes de incerteza são estatisticamente dependentes e que atuam no sentido desfavorável. Neste caso, o fator de incerteza global é assim expresso<sup>(5)</sup>:

$$F = 1 + \frac{\sum \partial T_i}{T_{\text{nominal}}} \quad (\text{Equação 3.3.1})$$

onde:  $\partial T_i$  representa o fator de incerteza de uma fonte "i".

No método estatístico, considera-se que os " $\partial T_i$ " são independentes e portanto, o fator de incerteza global será<sup>(5)</sup>:

$$F = 1 + \frac{(\sum (\partial T_i)^2)^{1/2}}{T_{\text{nominal}}} \quad (\text{Equação 3.3.2})$$

Dependendo do relacionamento que se admite existir entre as várias fontes de incerteza, um ou outro método pode conduzir a resultados mais satisfatórios.

### 3.4 – O Programa Utilizado

Os cálculos das temperaturas ao longo da placa combustível do fluído refrigerante no canal quente e a temperatura de ebulição, foram feitos pelo programa "TEMPPC"<sup>(5)</sup>, e os dados de entrada<sup>(6)</sup>, são:

#### 3.4.1 – Características Dimensionais da Placa e do Canal

$$AL = a \text{ (meia largura da placa em cm)} = 3,5395$$

$$BL = b \text{ (meia largura do canal em cm)} = 0,1445$$

$$AL1 = a' \text{ (meia largura ativa da placa em cm)} = 3,0175$$

$$H = H \text{ (meia altura ativa da placa em cm)} = 29,845$$

$$H1 = H_e \text{ (meia altura extrapolada em cm)} = 34,15$$

$$DH = D_n \text{ (diâmetro hidráulico do canal em mm)} = 5,60$$

$$\text{OBS.: } H_e = H + 2\psi_2 \therefore \psi_2 = 0,0945^{(1)}$$

$$H_e = 2,052 + 2 \times 0,0945 = 2,241 \text{ ft (68,30 cm)}$$

#### 3.4.2 – Áreas de Troca de Calor do Elemento Combustível

$$AN = A_s \text{ (superfície de troca do elemento padrão em cm}^2\text{)} = 12.215$$

$$AC = A_c \text{ (superfície de troca do elemento de controle em cm}^2\text{)} = 8.810$$

$$EN = N_s \text{ (número de elementos padrão)} = 21 + 1 = 22$$

$$EC = N_c \text{ (número de elementos de controle)} = 4$$

#### 3.4.3 – Condições Locais

$$G = g \text{ (aceleração de gravidade em cm}^2\text{/s)} = 980$$

$$HO = H_o \text{ (pressão atmosférica em mmHg)} = 692,70$$

#### 3.4.4 – Altura da Coluna de Água Acima do Núcleo

$$HH = HL \text{ (pressão hidrostática da coluna de água no topo em cmH}_2\text{O)} = 788,8$$

$$HA = H_g \text{ (distância do topo do elemento até o topo da placa em cm)} = 6,08$$

$$HL = H1 \text{ (comprimento da placa em cm)} = 62,55$$

#### 3.4.5 – Temperaturas da Água na Entrada do Núcleo e Propriedades Físicas

$$T_E = T_E \text{ (temperatura da água em } ^\circ\text{C)} = 40^*$$

$$RO = \rho \text{ (peso específico da água em g/cm}^3\text{)} = 0,986$$

$$CP = C_p \text{ (calor específico em cal/g}^\circ\text{C)} = 0,998$$

$$DTE = \Delta T_E \text{ (incerteza na temperatura de entrada em } ^\circ\text{C)} = 2$$

#### 3.4.6 – Valores da Potência Nominal

$$PT = PN \text{ (potência nominal em Kw)} = 2.000$$

$$VX \text{ e } VY = Vc \text{ (velocidade da água no canal em cm/s)} = 105$$

#### 3.4.7 – Relação Entre o Fluxo máximo e Médio no Núcleo

$$\text{FATOR } K = F_K \text{ (fluxo máximo/fluxo médio)} = 3,05$$

#### 3.4.8 – Fator de Incerteza e Fator de Efeito<sup>(5)</sup>

Tabela 3.1

Fatores de Efeito no Aumento de Temperatura da Água

Fontes de Incerteza	Fator de Incerteza	Fatores de Efeito em $\Delta T_L$ ( $FL_i$ )
quantidade de Urânio em uma placa	$F_1 = 1,02$	+ 0,02
medida de potência	$F_2 = 1,05$	+ 0,05
variação da superfície ativa	$F_3 = 1,05$	+ 0,05
variação da seção do canal	$F_4 = 1,10$	+ 0,10
variação da velocidade no canal	$F_5 = 1,10$	- 0,10

\* A temperatura  $T_E$  depende das condições térmicas de operação dos trocadores de calor e das condições ambientais admissíveis na superfície de piscina do reator. Admitindo que, a temperatura  $T_E$  e a temperatura da água da piscina, próximas à superfície, sejam praticamente iguais (perdas desprezíveis no circuito), toma-se o valor  $T_E$  igual à máxima tolerável na superfície da piscina (40°C), isto é, a condição mais desfavorável de operação do núcleo, do ponto de vista térmico<sup>(5)</sup>.

Tabela 3.2

Fatores de Efeito na Diferença Entre a Temperatura da Parede e a Temperatura da Água do Canal

Fontes de Incerteza	Fator de Incerteza	Fatores de Efeito em $\Delta T_p$ (FT <sub>i</sub> )
quantidade de Urânio em uma placa	F <sub>1</sub> = 1,02	+ 0,02
medida da potência	F <sub>2</sub> = 1,05	+ 0,05
variação da velocidade no canal	F <sub>3</sub> = 1,10	- 0,08
repartição de Urânio nas placas	F <sub>6</sub> = 1,08	+ 0,08
espessura de Urânio nas placas	F <sub>7</sub> = 1,10	+ 0,10
validade da fórmula de DITTUS-BOELTER	F <sub>8</sub> = 1,20	+ 0,20

Tabela 3.3

Fatores de Efeitos na Temperatura de Saturação da água no Canal

Fontes de Incerteza	Fator de Incerteza	Fatores de Efeitos em T <sub>sat</sub> (FT <sub>i</sub> )
variação da velocidade no canal	F <sub>5</sub> = 1,10	+ (0,051G (ΔH <sub>s</sub> + ΔH <sub>v</sub> ) + 0,04463 ΔH <sub>a</sub> / P <sub>abs</sub> (z))
variação da pressão atmosférica	F <sub>9</sub> = 1,04	- 0,01387 (H <sub>o</sub> / P <sub>abs</sub> (z))
variação do nível da piscina	F <sub>10</sub> = 1,01	- 0,00255 (H <sub>h</sub> / P <sub>abs</sub> (z))
variação do peso específico da água	F <sub>11</sub> = 1,005	- 0,00128 (H <sub>h</sub> / P <sub>abs</sub> (z))
variação das perdas de carga por atrito	F <sub>12</sub> = 1,10	- 0,0255 (ΔH <sub>a</sub> / P <sub>abs</sub> (z))
validade das perdas de carga singular	F <sub>13</sub> = 1,10	- 0,0255 (ΔH <sub>a</sub> / P <sub>abs</sub> (z))

Tabela 3.4

Fatores de Efeito no Sobreaquecimento da Parede

Fontes de Incerteza	Fator de Incerteza	Fatores de Efeito em ΔT <sub>sat</sub> (FS <sub>i</sub> )
quantidade de Urânio em uma placa	F <sub>1</sub> = 1,02	+ 0,0070
medida da potência	F <sub>2</sub> = 1,05	+ 0,0175
variação da velocidade no canal	F <sub>3</sub> = 1,10	- (0,046 (ΔH <sub>s</sub> + ΔH <sub>v</sub> ) + 0,04025 ΔH / P <sub>abs</sub> (z))
repartição de Urânio nas placas	F <sub>6</sub> = 1,08	+ 0,0280
espessura de Urânio nas placas	F <sub>7</sub> = 1,10	+ 0,0350
variação da pressão atmosférica	F <sub>9</sub> = 1,04	+ 0,01251 (H <sub>o</sub> /P <sub>abs</sub> (z))
variação do nível da piscina	F <sub>10</sub> = 1,01	+ 0,0023 (H <sub>h</sub> /P <sub>abs</sub> (z))
variação do peso específico da água	F <sub>11</sub> = 1,005	+ 0,00115 (H <sub>h</sub> /P <sub>abs</sub> (z))
validade das perdas de carga por atrito	F <sub>12</sub> = 1,10	+ 0,023 (ΔH <sub>a</sub> /P <sub>abs</sub> (z))
validade das perdas de carga singular	F <sub>13</sub> = 1,10	+ 0,023 (ΔH <sub>a</sub> /P <sub>abs</sub> (z))
valid. da fórm. do sobreaquecimento	F <sub>14</sub> = 1,20	- 0,200

#### 4 - RESULTADOS E CONCLUSÕES

Utilizando o Programa TEMPPC, foram calculados os valores da temperatura na placa combustível, no fluido refrigerante e da temperatura de ebulição ao longo do canal. Inicialmente, o cálculo foi efetuado para as condições atuais de operação do reator IEA-R1, a saber: 2 Mw de potência, vazão de 600 m<sup>3</sup>/h (2.642 GPM) e velocidade média do fluido refrigerante no canal quente de 105 cm/s.

A partir destes resultados (Tabela 4.1), traçou-se o gráfico correspondente (Figura 4.1), onde pode ser observada uma ampla margem de segurança entre as temperaturas da placa combustível e as temperaturas de ebulição ao longo da placa para os três métodos de cálculo escolhidos ou seja: sem fatores de incerteza, método estatístico e o método convencional.

Tabela 4.1

## Distribuição das Temperaturas no Canal mais Quente

POTÊNCIA = 2000.000 ( KW )      FLUXO MÉDIO = 5.522 ( WATT/CM 2 )      FATOR DE FLUXO K = 3.050 TEMP ENT = 40.000 ( C )      VELOCIDADE = 105.000 ( CM/S )									
ORDENADA Z	TEMPERATURA ÁGUA ( C )			TEMPERATURA PAREDE ( C )			TEMPERATURA EBULIÇÃO ( C )		
	SEM FATS	M ESTATS	M CONVEN	SEM FATS	M ESTATS	M CONVEN	SEM FATS	M ESTATS	M CONVEN
- 30.00	40.000	42.000	42.000	44.616	46.940	48.325	120.629	119.444	119.186
- 25.00	40.352	42.353	42.395	50.097	53.309	55.744	122.553	121.007	120.915
- 20.00	40.950	42.956	43.064	55.130	57.316	62.490	123.780	122.009	122.021
- 15.00	41.761	43.781	43.972	59.506	64.550	68.283	124.636	122.710	122.795
- 10.00	42.743	44.790	45.072	63.057	68.760	72.627	125.223	123.195	123.328
- 5.00	43.844	45.936	46.305	65.658	71.779	76.190	125.583	123.497	123.659
0.0	45.007	47.160	47.507	67.218	73.500	78.036	125.737	123.631	123.804
5.00	48.189	48.398	48.909	67.685	73.871	78.386	125.688	123.604	123.770
10.00	47.270	49.582	50.143	67.042	72.887	77.230	125.434	123.409	123.551
15.00	48.252	50.646	51.242	65.311	70.595	74.513	124.954	123.034	123.131
20.00	49.063	51.530	52.151	62.546	67.096	70.323	124.207	122.442	122.472
25.00	49.661	52.185	52.820	58.843	62.564	65.400	123.091	121.554	121.485
30.00	50.013	52.572	53.215	54.335	57.287	59.135	121.285	120.108	119.880

A margem de segurança encontrada, deve-se ao fato de que cada um dos circuitos de refrigeração primário, ter sido projetado, inicialmente, para atender a uma potência de operação do reator de 5 Mw.

A seguir, variando a velocidade da água no canal quente e conseqüentemente, fazendo variar a vazão através do elemento combustível, procurou-se determinar, para cada um dos métodos, a vazão correspondente ao início da ebulição do fluido refrigerante. Esta vazão é alcançada quando a temperatura em pelo menos um ponto da placa combustível é igual à temperatura de ebulição naquele ponto. As Tabelas 4.2, 4.3 e 4.4, mostram os valores alcançados, respectivamente, para os três métodos. À estas tabelas, correspondem os gráficos das Figuras 4.2, 4.3 e 4.4.

Tabela 4.2

Distribuição das Temperaturas no Canal mais Quente sem Incerteza  
Potência: 2 MW      Velocidade: 24,0 cm/s       $T_E: 40^\circ\text{C}$

ORDENADA Z	TEMP. DA ÁGUA ( $^\circ\text{C}$ )	TEMP. DA PAREDE ( $^\circ\text{C}$ )	TEMP. DE EBULIÇÃO ( $^\circ\text{C}$ )
- 30.00	40.000	54.536	120.761
- 25.00	41.542	71.059	122.705
- 20.00	44.156	85.673	123.952
- 15.00	47.704	98.140	124.827
- 10.00	52.000	108.278	125.434
- 5.00	56.819	115.946	125.814
0.0	61.904	121.035	125.988
5.00	66.989	123.468	125.961
10.00	71.807	123.193	125.757
15.00	76.104	120.190	125.269
20.00	79.652	114.472	124.545
25.00	82.266	106.091	123.453
30.00	83.808	95.143	121.674

Tabela 4.3

Distribuição das Temperaturas no Canal mais Quente pelo Método Estatístico  
Potência: 2 MW      Velocidade: 31,0 cm/s       $T_E: 40^\circ\text{C}$

ORDENADA Z	TEMP. DA ÁGUA ( $^\circ\text{C}$ )	TEMP. DA PAREDE ( $^\circ\text{C}$ )	TEMP. DE EBULIÇÃO ( $^\circ\text{C}$ )
- 30.00	42.000	55.606	119.565
- 25.00	43.203	72.328	121.160
- 20.00	45.282	87.219	122.171
- 15.00	48.179	99.807	122.900
- 10.00	51.779	109.836	123.396
- 5.00	55.903	117.142	123.725
0.0	60.320	123.240	123.872
10.00	69.030	121.897	123.691
15.00	72.834	117.918	123.344
20.00	75.984	111.150	122.765
25.00	78.307	101.892	121.908
30.00	79.679	90.533	120.475

Tabela 4.4

Distribuição das Temperaturas no Canal mais Quente pelo Método Convencional  
 Potência: 2 MW      Velocidade: 35,5 cm/s       $T_E: 40^\circ\text{C}$

ORDENADA Z	TEMP. DA ÁGUA ( $^\circ\text{C}$ )	TEMP. DA PAREDE ( $^\circ\text{C}$ )	TEMP. DE EBULIÇÃO ( $^\circ\text{C}$ )
-30.00	42.000	56.746	119.293
-25.00	43.167	73.533	121.039
-20.00	45.146	88.369	122.162
-15.00	47.833	100.881	122.953
-10.00	51.086	110.806	123.504
-5.00	54.734	117.960	123.853
0.0	58.585	122.227	124.017
5.00	62.436	123.549	124.000
10.00	66.084	121.920	123.800
15.00	69.337	117.381	123.399
20.00	72.024	110.025	122.760
25.00	74.003	100.000	121.793
30.00	75.170	87.513	120.210

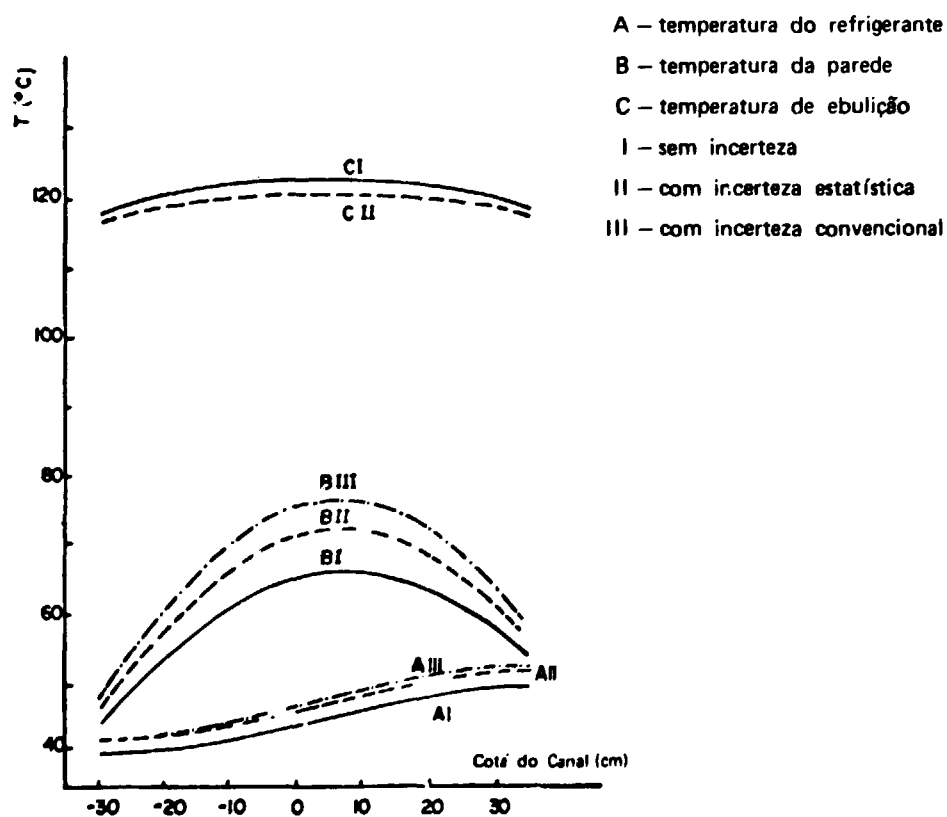


Figura 4.1 – Distribuição de Temperaturas ao Longo do Canal  
 Potência: 2 MW; Velocidade: 105 cm/s;  $T_E: 40^\circ\text{C}$

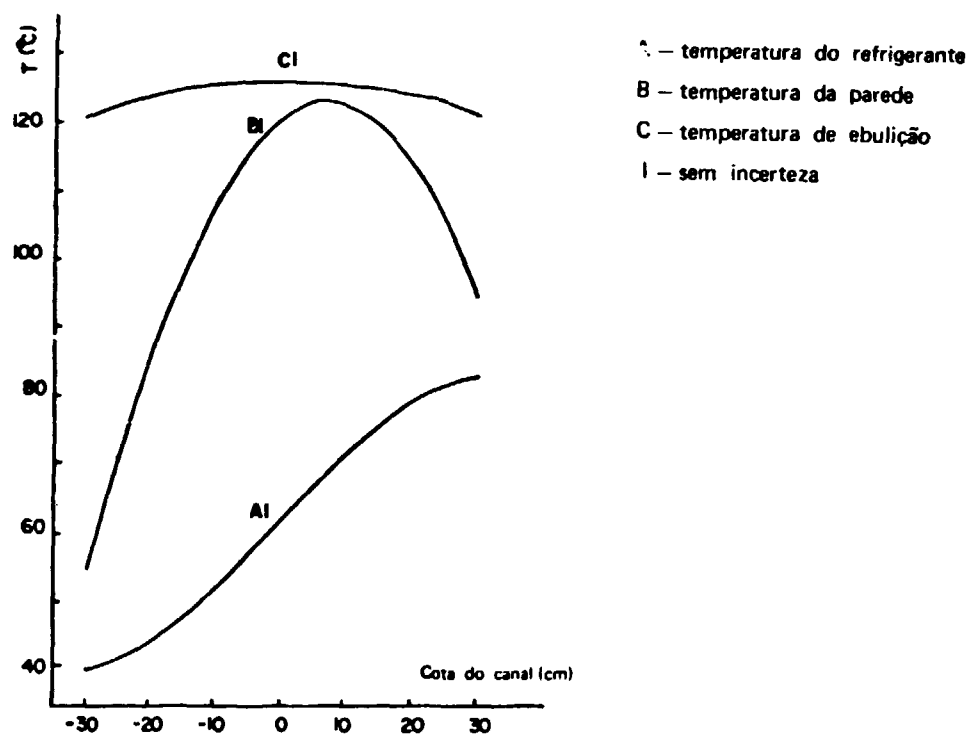


Figura 4.2 – Distribuição de Temperaturas ao Longo do Canal  
 Potência: 2 MW; Velocidade: 24 cm/s;  $T_E: 40^\circ\text{C}$

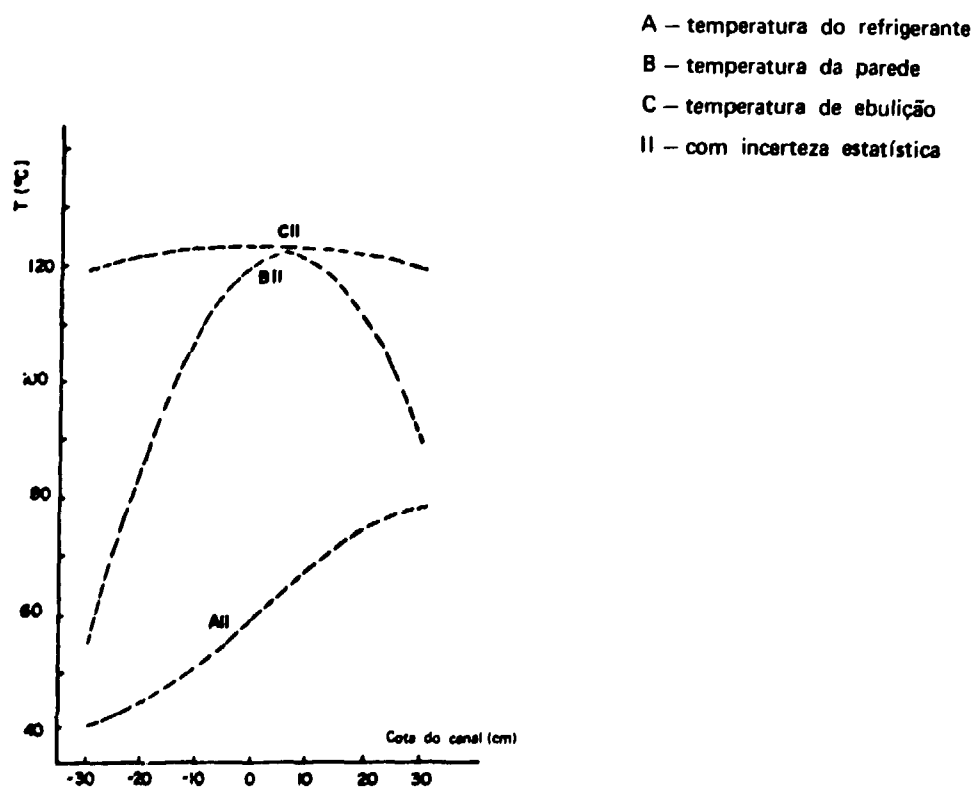


Figura 4.3 – Distribuição das Temperaturas ao Longo do Canal  
 Potência: 2 MW; Velocidade: 31,0 cm/s;  $T_E: 40^\circ\text{C}$



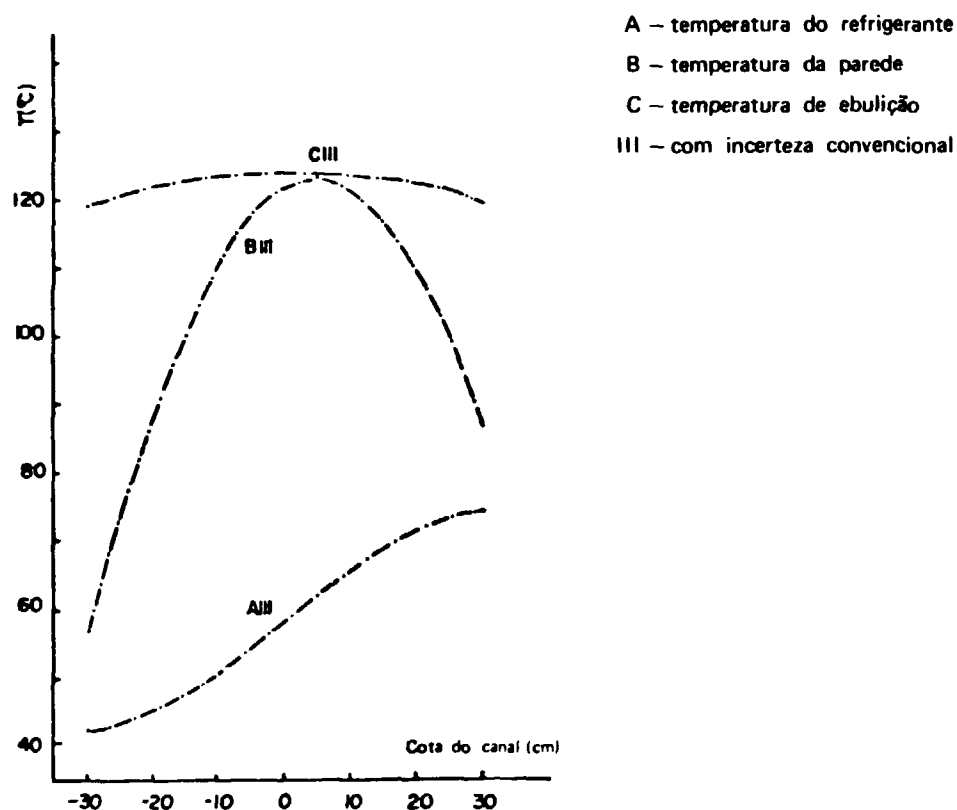


Figura 4.4 – Distribuição de Temperaturas ao Longo do Canal  
Potência: 2 MW; Velocidade: 35,5 cm/s;  $T_E$ : 40°C

Como pode ser observado, a velocidade média limite, sem se considerar as incertezas nos dados de entrada, é igual a 24 cm/s no canal estudado, o que corresponde a uma vazão média de 2,99 m<sup>3</sup>/h no elemento e 149 m<sup>3</sup> (656 GPM) no núcleo. Pelo método estatístico, a velocidade média limite é igual a 31,0 cm/s, correspondendo a uma vazão de 3,86 m<sup>3</sup>/h no elemento e 193 m<sup>3</sup>/h (850 GPM) no núcleo. E, finalmente, uma velocidade média limite de 35,5 cm/s através do método convencional ou seja, 4,42 m<sup>3</sup>/h de vazão no elemento e 221 m<sup>3</sup>/h (973 GPM) no núcleo. Estes valores estão registados na Tabela 4.5.

Tabela 4.5

Velocidade e Vazão Atual e as Mínimas no Reator IEA-R1

POTÊNCIA ( MW )	ELEMENTO DE CONTROLE		VAZÃO NO NÚCLEO	
	Velocidade ( cm/s )	Vazão ( m <sup>3</sup> /h )	( m <sup>3</sup> /h )	( GPM )
2	105,0	13,08	600	2642
2	24,0	2,99	149	656
	31,0	3,86	193	850
	35,5	4,42	221	973

Utilizando os resultados alcançados, calculou-se os coeficientes de segurança para cada um dos métodos, tendo como base a vazão atual no núcleo. Os resultados estão na Tabela 4.6.

**Tabela 4.6**  
Coeficiente de Segurança Sobre a Vazão Mínima

Potência ( MW )	Temperatura de Entrada da Água ( °C )	Vazão Total ( m <sup>3</sup> /h )	Coeficiente de Segurança Sobre a Vazão Mínima		
			Sem Incerteza	Método Estatístico	Método Convencional
2	40	600	4,03	3,10	2,71

A diferença existente entre os coeficientes (4.03/3,10/2,71, respectivamente, para cada um dos métodos), indica o grau de importância da aplicação dos fatores de incerteza nos cálculos térmicos deste reator e, portanto, dos valores adotados. A escolha de um dos métodos na obtenção da incerteza final dependerá da aceitação das hipóteses sobre as relações de dependência estatística entre as fontes de incertezas consideradas.

Qualquer que seja o método adotado, os resultados mostram uma ampla margem de segurança no que diz respeito aos parâmetros termohidráulicos do reator IEA-R1.

#### REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

1. AMERICAN NUCLEAR SOCIETY. *Standards for the development of technical specification for research reactors*. 1974. (ANS-15.1/N378).
2. CHASTAIN JR, J. W. *U. S. research reactor operation and use*. Reading, Mass. Addison-Wesley, 1958.
3. EL-WAKIL, M. M. *Nuclear heat transport*. New York, International Textbook, 1971.
4. FULFARO, R; SOUZA, J. A.; NASTASI, M. J. C.; VINHAS, L. A.; LIMA, F. W. *Experience and research with the IEA-R1 Brazilian reactor*. São Paulo, Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, 1982. (IPEN-Pub-43).
5. MELLO, R. E. F. de. *Estudo hidrotérmico do caroço do reator de piscina IEA-R1 com vistas ao aumento de potência*. São Paulo, 1970. (Dissertação de Mestrado, Instituto de Energia Atômica).
6. SCHAAL, H. & FRAJNDLICH, R. *Theoretical studies for the conversion from high enrichment fuel to low enrichment fuel for the research reactor IEA-R1 of IPEN, São Paulo, Brazil*. Jülich Kernforschungsanlage, 1982, (KFA-IRE-IB-5/82) (Relatório interno).