

"ANÁLISE TERMOIDRÁULICA DE REATORES BWR AVANÇADOS"

Valdemir Gutierrez Rodrigues
Divisão de Operação de Circuitos Experimentais
IPEN/CNEN
SP

Dieter Stegemann
Institut für Kerntechnik und Zerstörungsprüfungsverfahren
Universität Hannover
RFA

Resumo

Este trabalho apresenta a estimativa preliminar do comportamento termoidráulico das Concepções propostas para o reator a água fervente avançado ("Advanced Boiling Water Reactor" - ABWR). A análise concentrou-se na verificação das temperaturas máximas do combustível e revestimento, perda de carga e fluxo crítico de calor. Os resultados mostraram que os parâmetros termoidráulicos não são restritivos.

Abstract

This paper presents the preliminary estimation of thermohydraulics behavior of Conceptions proposed for the Advanced Boiling Water Reactor. The analysis concentrates in verifying the maximum fuel and cladding temperatures, pressure drop and critical heat fluxes. The results show that the main parameters are not constraint.

1. Introdução

Com o objetivo de preservar as reservas de urânio natural está sendo pesquisado a possibilidade de aumentar a taxa de conversão dos reatores a leve pressurizada (PWR e BWR) ^{pes} ^{água}.

O princípio básico para a elevação da taxa de conversão é a redução da relação volumétrica Moderador/Combustível. Do ponto de vista neutrônico, esta redução provoca considerável variação do espectro aumentando a captura ressonante e consequentemente a taxa de conversão. Do ponto de vista termodrúlico a redução no espaçamento entre as varetas ("tight pitch") causa deteriorização nas condições de transferência de calor do núcleo do reator. Este trabalho tem por objetivo analisar as condições termodrúlicas das concepções neutrônicas do reator a água fervente avançado "Advanced Boiling Water Reactor" - ABWR) propostas em [1]. Neste contexto, a análise aqui apresentada, concentra-se na determinação das condições de temperatura, fluxo crítico de calor e perda de carga.

2. Critérios termodrúlicos para o ABWR

A análise termodrúlica para as Variantes do ABWR, aqui vista somente pelo lado do fluido refrigerante e método de cálculo de transferência de calor, é a verificação das condições de operação, tal que a retirada de calor do combustível seja assegurado. Entende-se como condição operacional segura, aquela em que os limites termodrúlicos pré-estabelecidos, não sejam ultrapassados. Estes limites são estabelecidos de tal forma que na condição nominal ou em transitórias não operacionais, bem como em situações acidentais, seja mantido a integridade do núcleo. Os limites termodrúlicos estabelecidos para a condição nominal de potência são:

- . Fluxo de calor máximo (q'') 127 W/cm²
- (potência linear máxima 570 W/cm)
- . Mínimo DNBR (MDNBR) \geq 2

O limite para o MDNBR é definido como sendo o mínimo valor da relação do fluxo de calor calculado por correlação para o fluxo real, em qualquer posição do núcleo na condição nominal de operação.

- . Temperatura central máxima do UO₂-PuO₂: 2500°C

3. Método de Cálculo

Os cálculos foram realizados com o programa COBRA-IV [2]. Para determinação do fluxo crítico de calor foram implantadas diversas correlações no programa, bem como algumas correlações para o estudo da fração de vazio. O cálculo da fração de vazio na região sub-resfriada foi realizado com o modelo Levy [3], cuja expressão é:

$$X_{\text{sub}}(z) = X(z) - X_d \exp \left[\frac{X(z)}{X_d} - 1 \right] \quad (1)$$

$$\text{onde: } X(z) = \frac{C_p}{h_{fg}} [\tau_f(z) - \tau_s] \quad (2)$$

$$X_d = \frac{C_p}{h_{fg}} (\tau_d - \tau_s) \quad (3)$$

Na região de ebulição plena a fração de vazio foi calculada com o modelo de Armand [4]:

$$\alpha = 0 \quad X < 0 \quad (4)$$

$$\alpha = \frac{(0.836 + 0.167X)X V_g}{(1-X) V_f + X V_g} \quad X > 0 \quad (5)$$

A componente da perda de carga por atrito na região bifásica foi corrigida pelo multiplicador bifásico de Armand, ϕ_{tt} , onde:

$$\phi_{tt} = 1.0 \quad \alpha \leq 0 \quad (6)$$

$$\phi_{tt} = \frac{(1-X)}{(1-\alpha)^{1.42}} \quad 0.39 < (1-\alpha) \leq 1.0 \quad (7)$$

$$\phi_{tt} = 0.478 \frac{(1-X)^2}{(1-\alpha)^{2.2}} \quad 0.1 < (1-\alpha) \leq 0.39 \quad (8)$$

$$\phi_{tt} = 1.730 \frac{(1-X)^2}{(1-\alpha)^{1.64}} \quad 0. < (1-\alpha) \leq 0.1 \quad (9)$$

Para cálculo da perda de carga total no núcleo do ABWR foram consideradas as seguintes componentes:

$$\Delta P(\text{total}) = \Delta P_f + \Delta P_{\text{local}} + \Delta P_h \quad (10)$$

onde:

$$\Delta P_f - \text{perdas por atrito} = \frac{G^2}{2\rho_f} \times \frac{f \cdot L}{D_h} \quad (11)$$

$$\Delta P_{\text{local}} = \text{perdas localizadas} = \left(\frac{K}{A^2} \right) \frac{\dot{M}^2}{2\rho_f} \quad (12)$$

$$\Delta P_h = \text{perdas por gravidade} = \Delta Z [(1-\alpha)\rho_f + \alpha\rho_g] \cdot g \quad (13)$$

Uma descrição completa do cálculo de cada componente da perda de carga aqui apresentada é encontrada em [5].

Para cálculo do mínimo DNBR, foram escolhidas as correlações que melhor se enquadraram dentro dos parâmetros geométricos e físicos do ABWR. As correlações utilizadas foram:

(a) Westinghouse - W-3 [6]

$$q''_{\text{crit}} = \{ [A+B.C].D.E.F \} \times 10^{-6} \quad (14)$$

onde:

$$A = 2.022 - 0.0004302.P$$

$$B = 0.1727 - 0.000984.P$$

$$C = \exp [(18.77 - 0.004129P).X]$$

$$D = 0.184 - 1.596X + 0.1729X \left| X \right| \frac{G}{10^6} + 1.037$$

$$E = (1.157 - 0.869X) (0.264 + 0.8357). \exp(-3.15D_h)$$

$$F = 0.8258 + 0.000794 (h - h_E)$$

. Faixa de validade

$$\begin{array}{l} 70.10^5 \leq P \leq 160.10^5 \text{ N/m}^2 \\ 1360 \leq G \leq 6800 \text{ Kg/m}^2\text{-s} \\ -0.15 \leq X \leq 0.15 \end{array} \quad \left| \quad \begin{array}{l} 5.10^{-3} \leq D_h \leq 17.5.10^{-3} \text{ m} \\ 0.25 \leq L \leq 3.6 \text{ m} \\ h_E \leq 900 \text{ KJ/Kg} \end{array} \right.$$

Esta correlação é válida somente na região subresfriada e para fração de vazio até $X = 0.15$.

(b) Israel [7]

$$q''_{\text{crit}} = 10^6 \left\{ [0.688 + 0.144.(\bar{G}/10^6)^{1.4}] - [0.831 + 0.221 (\bar{G}/10^6)^{2.72}].\bar{X} \right\} \quad (15)$$

. faixa de validade

$$P = 70.10^5 \text{ N/m}^2$$

$$678 \leq \bar{G} \leq 2441 \text{ Kg/m}^2\text{-s}$$

$$.07 \leq \bar{X} \leq .40$$

$$L \leq 1.8 \text{ m}$$

(c) Macbeth [7]

$$q''_{\text{crit}} = 10^6 [1.43(D_h)^{.26} (\bar{G}/10^6)^{.30} - 0.00053(D_h)^{.43} (\bar{G}/10^6)^{.73} \bar{X} \text{ hgf}] \quad (16)$$

. faixa de validade

$$P = 70.10^5 \text{ N/m}^2$$

$$678 \leq \bar{G} \leq 5454 \text{ Kg/m}^2\text{-s}$$

$$\bar{X} \geq 0$$

$$0.005 \leq D_h \leq .0137 \text{ m}$$

$$0.457 \leq L \leq 1.930 \text{ m}$$

Alguns dados de entrada utilizados no programa estão listados na Tabela 1. Em face da não simetria da distribuição de potência, foi necessário realizar os cálculos com a geometria completa do elemento, ou seja, 49 varetas e 64 canais de refrigeração. A Figura 1 mostra esquematicamente o arranjo dos canais, a posição dos sete (7) espaçadores e a distribuição axial de potência utilizada nos cálculos para as Variantes do ABWR.

4. Resultados

O cálculo dos parâmetros termoidrâuticos concentrara-se nos seguintes pares de vazão mássica e fluxo de calor:

1. $q'' = 48.8 \text{ W/cm}^2$ (Nominal)
 $\dot{M} = 15,76 \text{ Kg/s}$
2. $q'' = 48.8 \text{ W/cm}^2$
 $\dot{M} = 8.0 \text{ Kg/s}$
3. $q'' = 58.6 \text{ W/cm}^2$ (20% sobrepotência)
 $\dot{M} = 8.0 \text{ Kg/s}$

O ponto 1 são os parâmetros nominais de operação de um reator BWR comercial, os quais foram tomados como referência para comparação com os outros casos. O ponto 2 difere do ponto 1 na vazão mássica. Neste caso houve redução de 50% na vazão mássica, e esta vazão é a mínima possível para reduzir a perda de carga das Variantes. Valores abaixo deste limite produziram frações de vazios muito altas e poderiam causar danificação das varetas de combustível (ocorrência do DNB). O ponto 3 simula um transitório tal que ao atingir o novo estado estacionário, este fique com 20% de sobrepotência. O objetivo neste caso é verificar as condições térmicas das variantes em condições de sobrecarga. A seguir é apresentado a análise da perda de carga, distribuição de temperatura e ocorrência da possível ebulição de filme (DNB).

a. Perda de carga

No cálculo da perda de carga foi admitido que a potência linear por vareta de combustível do reator ABWR fosse a mesma ao do reator BWR comercial tomado como referência (Ponto 1).

Uma outra condição imposta é que a área da seção transversal do núcleo ABWR deve ser igual ao BWR de referência, e como o ABWR é mais compacto, ele terá o comprimento ativo menor. No entanto, apesar de menor comprimento ativo, as perdas de cargas das Variantes do ABWR são maiores conforme mostrado na Figura 2. As causas são: (a) maior velocidade do refrigerante no núcleo, ocasionando pela menor área de escoamento e, (b) menor diâmetro hidráulico equivalente. A linha vertical pontilhada na figura, compara a perda de carga no ponto de operação do reator BWR de referência com as das Variantes do ABWR. Neste caso, também está mostrado na figura a contribuição dos espaçadores na perda de carga total. Para manter a perda de carga da Variante 2, na mesma ordem que a do reator de referência, faz-se necessário reduzir a vazão mássica para 8,0 Kg/s.

É oportuno mencionar que nos cálculos não foram levados em consideração as correlações apropriadas para o fator de atrito nem o tipo, quantidade, posição e coeficiente de perdas dos espaçadores.

Simbolos utilizados

<u>Simbolo</u>	<u>Unidade</u>	<u>Significado</u>
d, D	mm	Diâmetro
f	-	Fator de atrito por fricção
G	Kg/m ² -2	Velocidade mássica
g	m ² /s	Aceleração da gravidade
h	KJ/Kg	Entalpia específica
hgf	KJ/Kg	Entalpia de vaporização
K	w/m ^o K	Condutividade térmica
L	cm	Comprimento
M	Kg/s	Vazão mássica
P	bar	Pressão
z	m	Coordenada de comprimento
α	-	Fração de Vazio (Volumétrico)
X	-	Fração de Vazio (mássica)
τ	°C	Temperatura do refrigerante
ρ	Kg/m ³	Densidade

Índices

d	-	Vapor
g	-	Gás, Vapor
h	-	Hidráulico
s	-	Saturado
-	-	Valor médio

Tabela 1 - Dados para o cálculo Termoidráulico do ABWR

. Pressão	P	70.5	bar
. Temperatura de entrada	T _{in}	277.5	°C
. Entalpia de saturação	h ⁱⁿ	1269.0	KJ/Kg
. Entalpia de entrada	h ^s	1225.5	KJ/Kg
. Entalpia de vaporização	h _{gf} ⁱⁿ	1503.0	KJ/Kg
. Fluxo de calor máximo	q/a	127.0	w/cm ²
. Fluxo de calor médio	q/a	48.8	w/cm ²
. Diâmetro da Vareta		14.3	mm
. Espaçamento centro a centro das varêtas para: Variante 1/Variante 2		15.3/15.7	mm
<u>Condutividade Térmica</u>			
. Combustível	K _F	3.46	w/mk
. Revestimento	K _H	15.23	w/mk
<u>Calor específico</u>			
. Combustível	C _{pf}	335.0	J/kgf
. Revestimento	C _{pH}	318.0	J/kgf
<u>Fatores de canal quente</u>			
Radial		1.26	
Axial		1.50	
Local de engenharia		1.378	
Total		2.60	

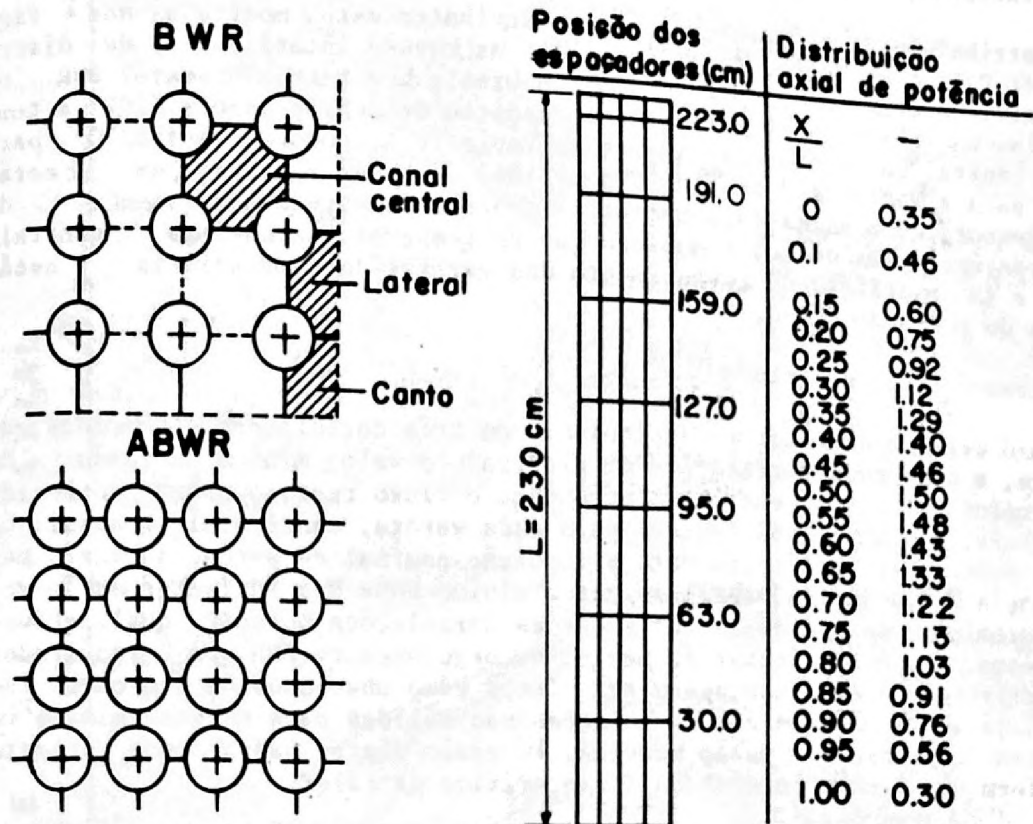


FIG.1-GEOMETRIA E DADOS PARA O CÁLCULO

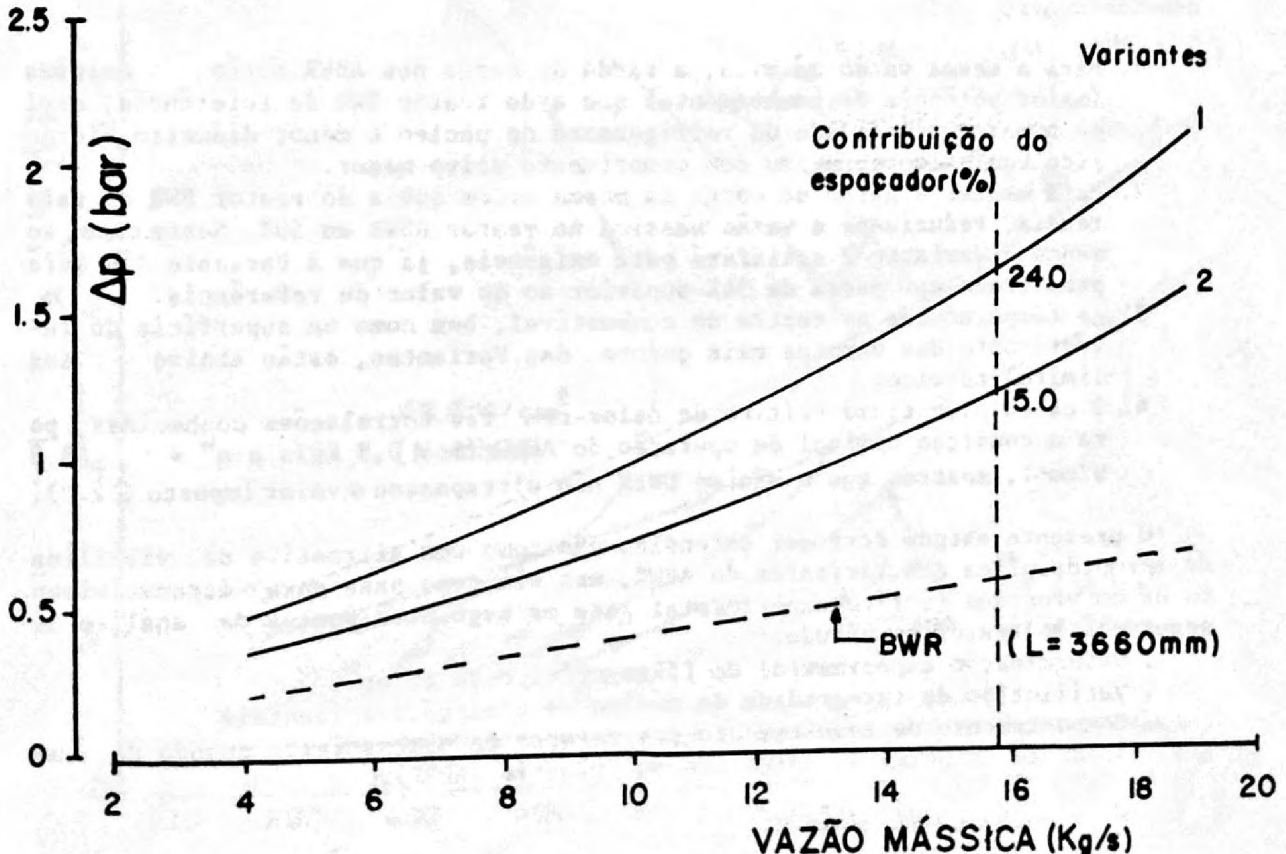


FIG.2- PERDA DE CARGA DAS VARIANTES DO ABWR

b. Distribuição de Temperaturas

A distribuição de temperatura para as Variantes estão mostradas nas Figuras 3 e 4. Para comparação, foram incluídas as curvas (pontilhadas) de distribuição axial de temperatura, em condições nominais de potência do reator BWR de referência. Observa-se na figura que em condição de sobrepotência (20%) a temperatura central da vareta mais quente da Variante 1 aumentou de 1582°C para 1842°C e para a Variante 2 de 1568°C para 1840°C . Estas temperaturas são aproximadamente 45°C acima da temperatura central da vareta mais quente do reator BWR de referência. Os cálculos mostram que as temperaturas máximas do revestimento das varetas de combustíveis centrais são bem como a da superfície do revestimento das varetas de combustíveis centrais distantes do ponto de fusão.

c. Fluxo crítico de calor

O fluxo crítico de calor foi calculado com três correlações conhecidas da literatura, e para cada correlação foi procurado o valor mínimo da razão do fluxo de calor calculado pela correlação para o fluxo real, ou como conhecido na literatura, o mínimo DNBR (MDNBR) para cada vareta, canal e nível axial. A Figura 5, mostra este parâmetro para a condição nominal de potência e vazão mássica de 15,76 e 8,0 Kg/s. Observa-se que o mínimo DNBR das Variantes estão acima do valor mínimo permitido, e que todas as correlações possuem qualitativamente a mesma tendência. Apesar da margem de segurança em DNB, os resultados para as Variantes do ABWR não devem ser vistos como absolutos, e sim como indicativos, já que a maioria das correlações são válidas para um determinado valor ou faixa de pressão ou vazão mássica. Em razão disto, não podemos prescindir da determinação experimental do fluxo crítico de calor.

5. Conclusão

A análise termohidráulica para as Variantes do ABWR permitem as seguintes considerações:

1. Para a mesma vazão mássica, a perda de carga nos ABWR serão maiores (maior potência de bombeamento) que a do reator BWR de referência, devido a maior velocidade do refrigerante no núcleo e menor diâmetro hidráulico equivalente, mesmo com comprimento ativo menor.
2. Para manter a perda de carga na mesma ordem que a do reator BWR de referência, reduziu-se a vazão mássica no reator ABWR em 50%. Neste caso, somente a Variante 2 satisfará esta exigência, já que a Variante 1 será penalizada com perda de 34% superior ao do valor de referência.
3. As temperaturas no centro de combustível, bem como na superfície do revestimento das varetas mais quente das Variantes, estão abaixo dos limites térmicos.
4. O cálculo do fluxo crítico de calor com três correlações conhecidas, para a condição nominal de operação do ABWR ($\dot{m} = 0,8 \text{ Kg/s}$ e $q'' = 48,8 \text{ W/cm}^2$), mostrou que o mínimo DNBR não ultrapassou o valor imposto ($\geq 2,0$).

O presente estudo deve ser entendido não como uma afirmativa da viabilidade de termohidráulica das Variantes do ABWR, mas sim como base para o desenvolvimento de um programa teórico-experimental para os seguintes pontos da análise de segurança do reator em estudo:

- . Determinação experimental do fluxo crítico de calor
- . Verificação da integridade do núcleo em condições acidentais
- . Comportamento do revestimento das varetas de combustíveis quando de um acidente de perda de refrigerante primário (APRP).

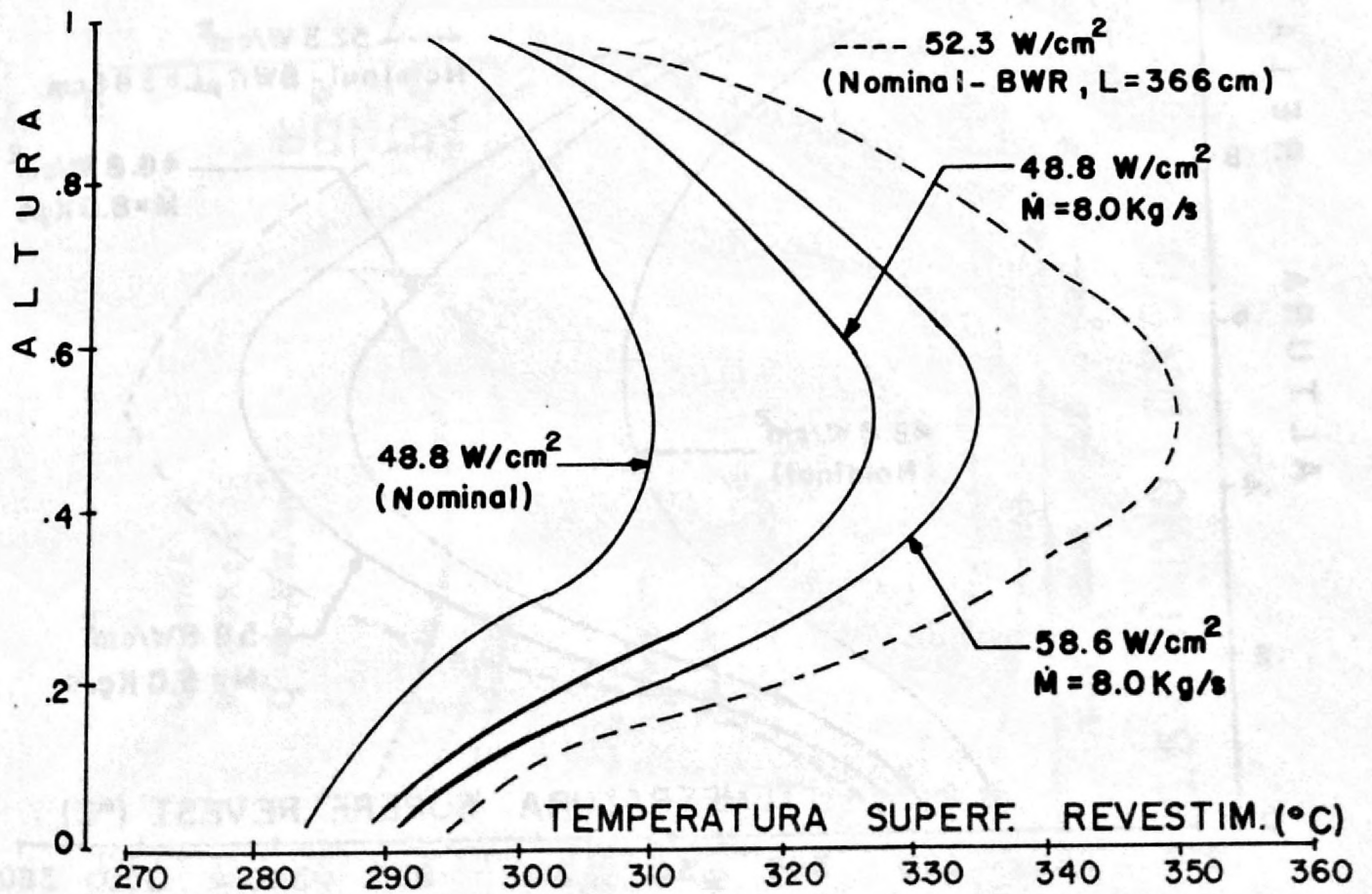
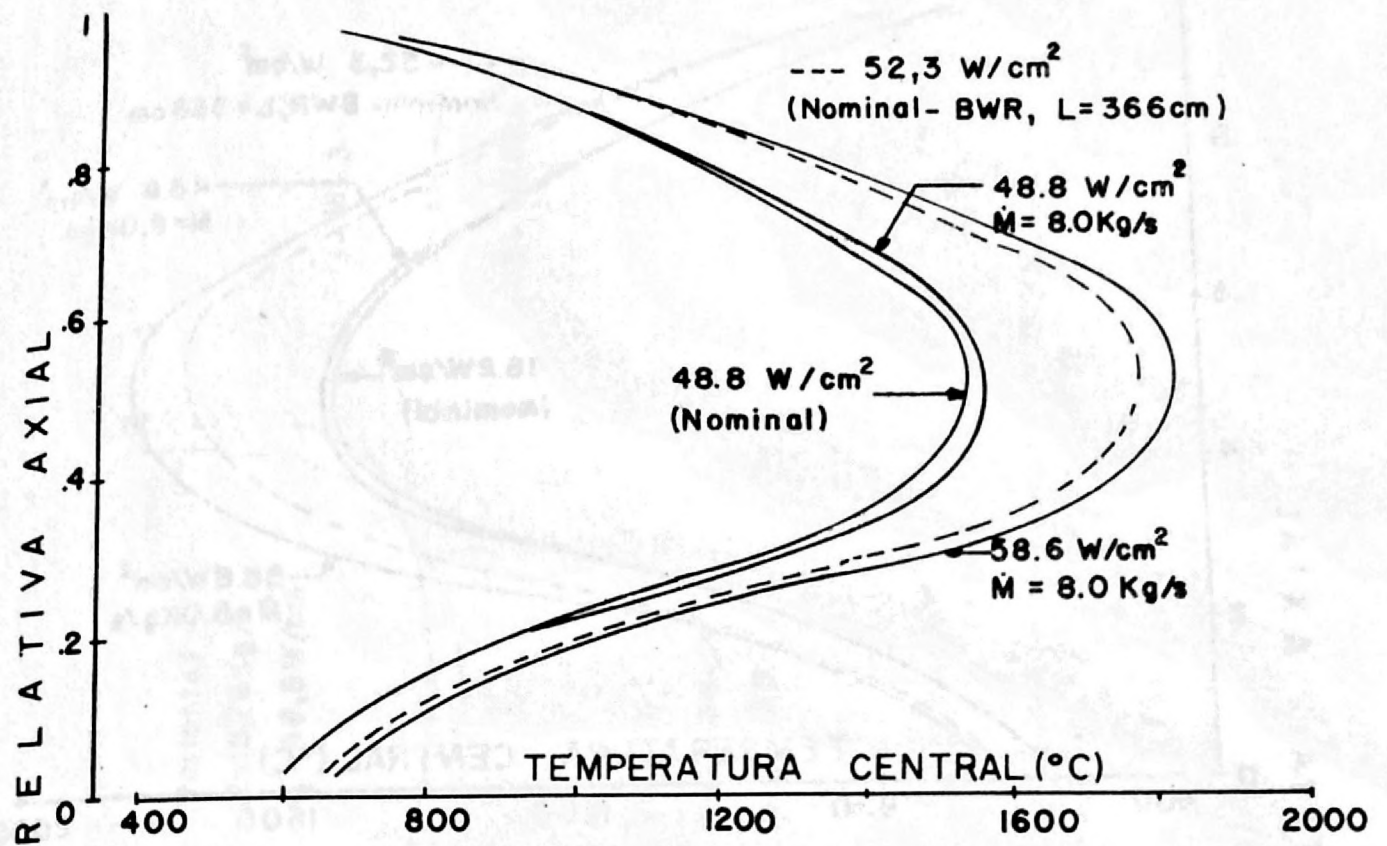


FIG.3- DISTRIBUIÇÃO DE TEMPERATURAS DA VARETA MAIS QUENTE — VARIANTE I

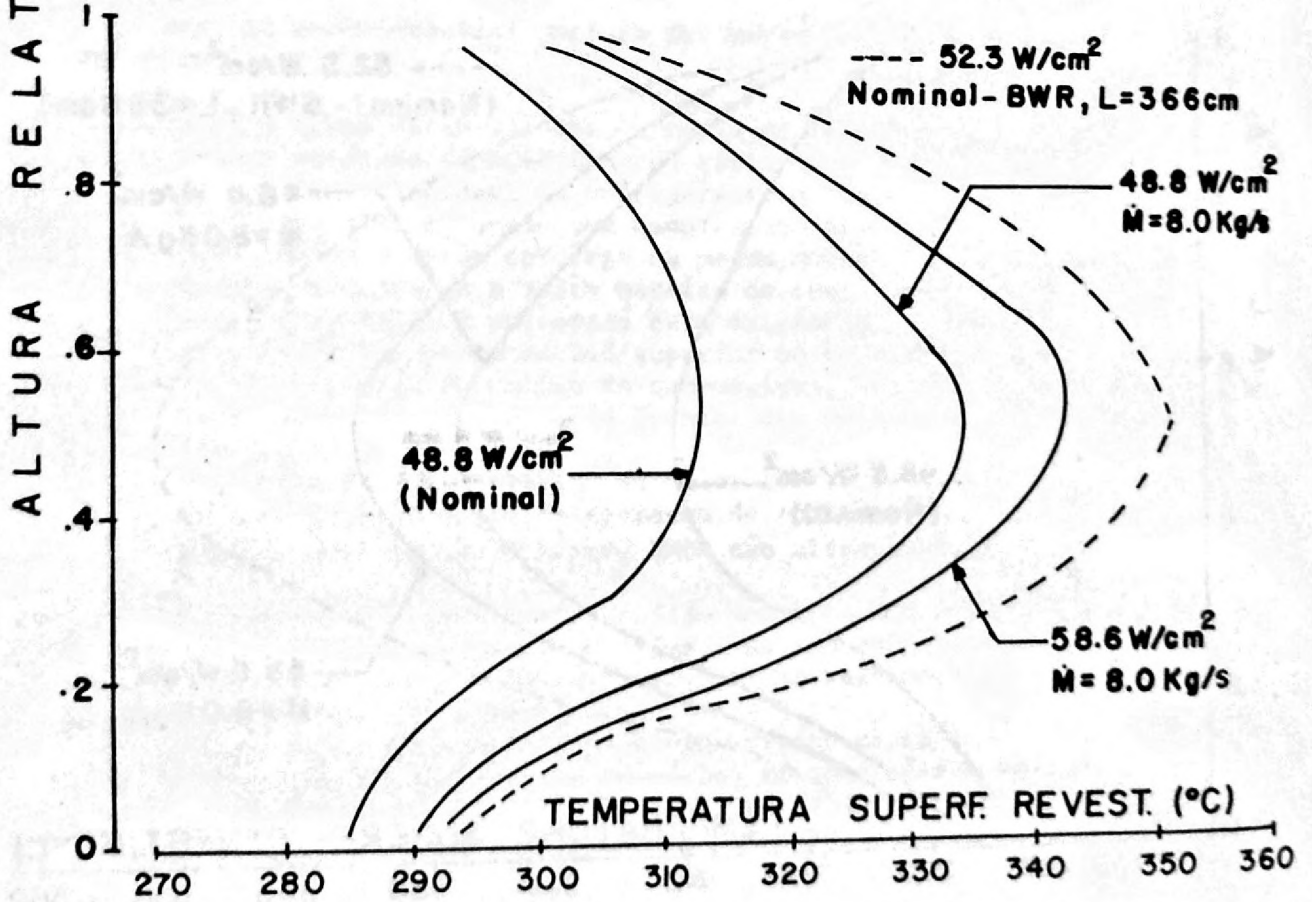
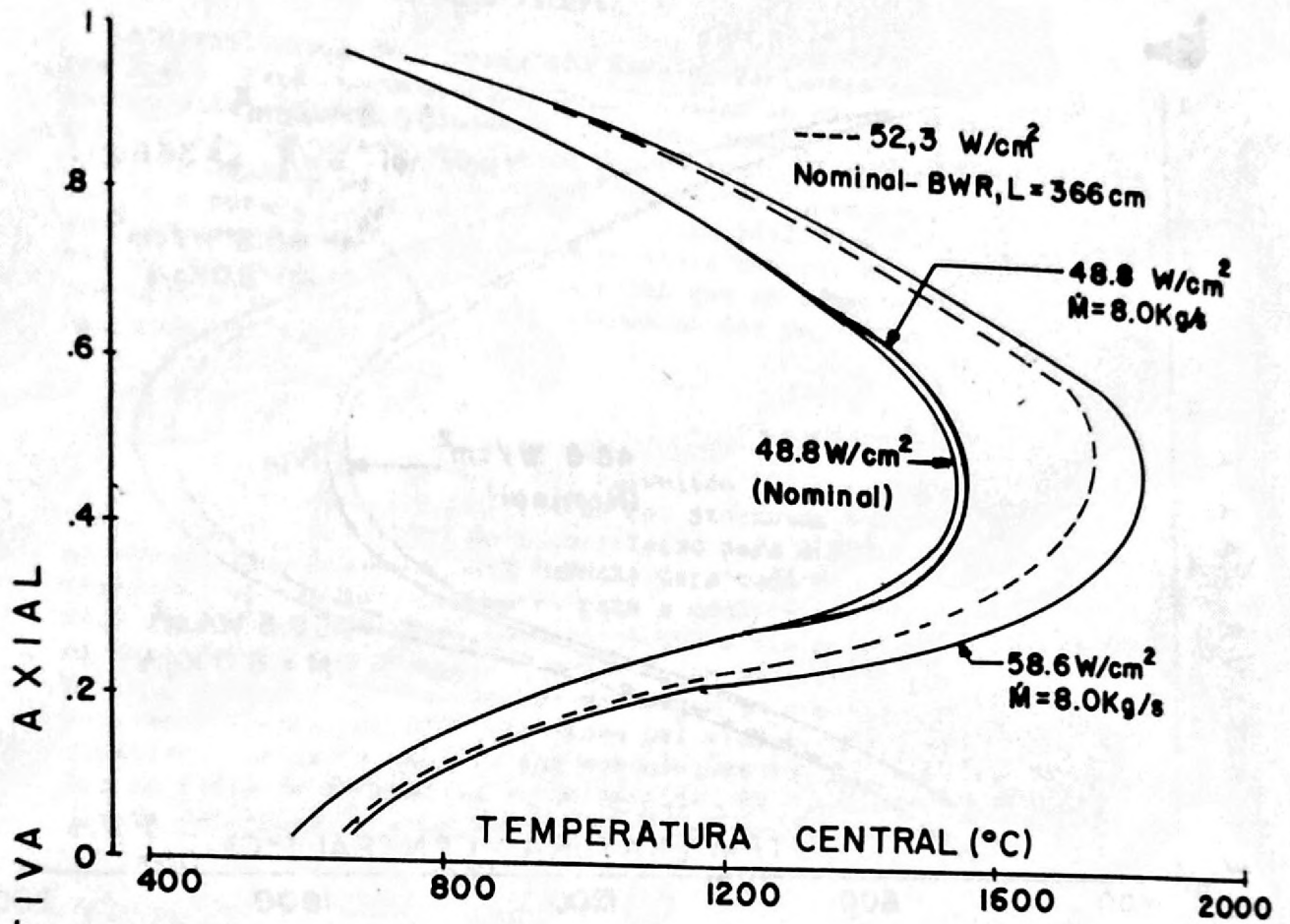


FIG. 4 - DISTRIBUIÇÃO DE TEMPERATURAS DA VARETA MAIS QUENTE — VARIANTE 2

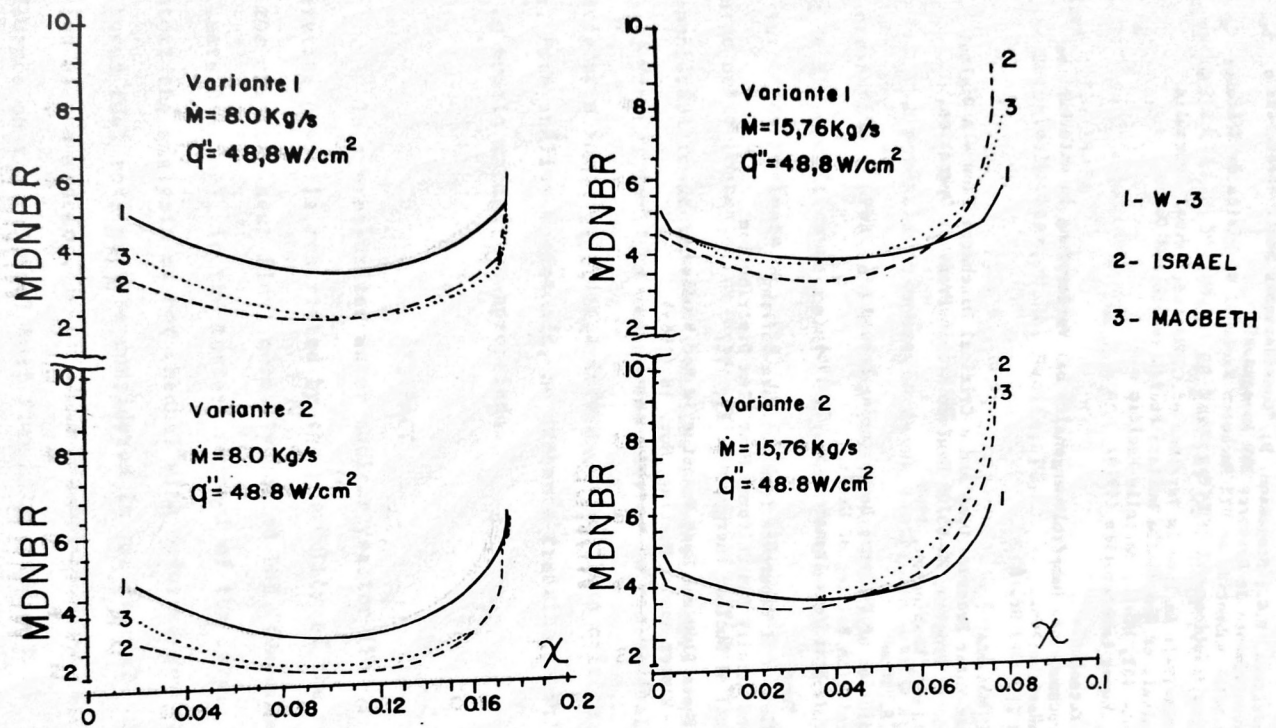


FIG.5 - MÍNIMO DNBR

Referências

- [1] Rodrigues, V.G.; Stegemann, D; "Considerações Neutrônicas para o Desenvolvimento de Reatores BWR Avançados"
Trabalho submetido ao VII Encontro Nacional de Física de Reatores e Termoidráulica - VII ENFIR
- [2] COBRA-IV-I: An Interim Versions of COBRA for Thermal-Hydraulic Analysis of Rod Bundle Nuclear Fuel Elements and Cores
BNWL-1962, UC-32, Battelle-Pacific
Northwest Laboratories (1976)
- [3] A. Katsaounis:
Berechnung des Dampfvolumengehalts bei Verdampfung in unterkühlten Flüssigkeiten.
BWR 21, 1969 Nr. 8.
- [4] W.A. Messena
Steam-Water Pressure Drop and a Critical Discharge Flow - A Digital Computer Program, HW-65706 Hanford Atomic Products Operation, Richland, Washington, 1960
- [5] J.R.S. Thom
Prediction of Pressure Drops during Forced Circulation Boiling of Water
Int. J. Heat Mass Transfer, Nr. 7, 1964
- [6] L.S. Tong
Prediction of Departure from Nucleate Boiling of one Axially Non-Uniforme Heat Flux Distribution
Journal of Nuclear Energy, Vol. 21, 1967
- [7] Two-Phase Flow and Heat Transfer in Rod Bundles
ASME - Winter Annual Meeting, Nov. 18 (1969)