

ANÁLISE TERMO-HIDRÁULICA PARA AUMENTO DE POTÊNCIA DO REATOR IEA-R1

Pedro E. Umbehaun * e José L. F. Bastos *

* IPEN/CNEN-SP
Travessa R, 400 Cidade Universitária
05508-900 SÃO PAULO, SP, BRASIL

RESUMO

Neste trabalho é apresentado o modelo termo-hidráulico do núcleo do reator IEA_R1, visando a elevação de sua potência de operação de 2MW para 5MW. Os critérios de projeto adotados são os estabelecidos na Safety Series 35[1]. Três configurações de núcleo são analisadas: 20, 25 e 30 elementos combustíveis.

INTRODUÇÃO

Dentro do projeto de aumento de potência do reator IEA-R1, a reforma do núcleo constitui uma das principais atividades envolvendo as divisões de combustível, termo-hidráulica, neutrônica e análise de acidentes.

Neste trabalho são apresentadas análises referentes à reforma do núcleo que consiste no desenvolvimento de modelos termo-hidráulicos em condições normais de operação. As simulações foram efetuadas com o auxílio do código COBRA 3C/RERTR[2] para os estudos em regime permanente. Para a avaliação da distribuição de vazões no núcleo, foi desenvolvido o código FLOW[3].

Para as condições normais de operação, três configurações diferentes de núcleo são estudadas: núcleo composto por 20, 25 e 30 elementos com vazões variando entre 3000 e 3800 gpm.

MODELO TERMO-HIDRÁULICO

A análise térmica dos elementos combustíveis e de controle é feita com o auxílio código COBRA-3C/RERTR [2]. Este programa é uma versão modificada do COBRA-MIT onde foram introduzidas correlações melhor adaptadas a problemas de escoamentos a baixas pressões e baixas temperaturas. Através deste modelo são verificadas as temperaturas máximas do revestimento e do fluido refrigerante além do valor mínimo de DNBR (Departure from Nucleate Boiling Ratio).

Os elementos combustíveis do reator IEA-R1 são do tipo placa não existindo portanto escoamento transversal entre elementos. Neste caso, a análise de um elemento pode ser feita independentemente dos elementos vizinhos.

Tendo em vista a simetria geométrica e térmica do problema, pode-se limitar o modelo a duas meias placas e pelo canal refrigerante correspondente, Figura 1. A placa combustível assim como o fluido refrigerante foram subdivididos em 30 nós, de mesmas dimensões na direção axial. O cerne da placa combustível foi subdividido em 5 nós na direção radial.

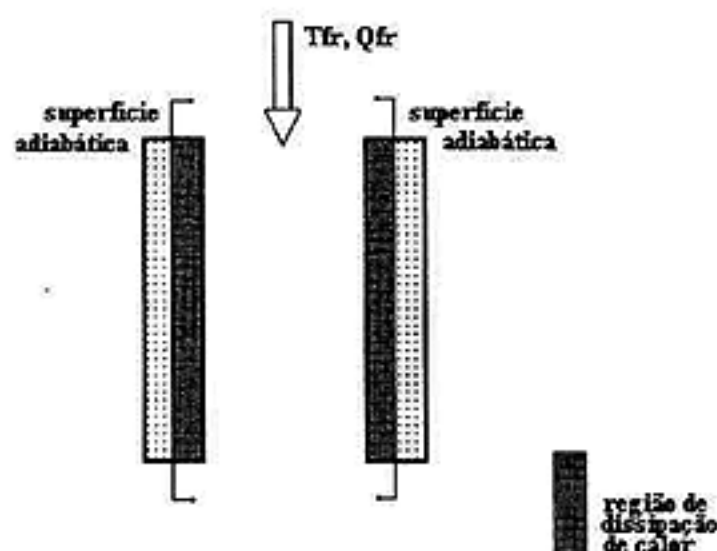


Figura 1 - Esquema do Modelo Térmico

Hipóteses Consideradas e Condições de Contorno.

As trocas térmicas consideradas no modelo dos subcanais são:
- condução de calor transversal nas placas combustíveis,
- convecção entre a superfície externa do revestimento e o fluido em escoamento,
- transporte entálpico devido ao escoamento fluido.

Desprezou-se a condução de calor axial nas placas e no fluido refrigerante. As propriedades térmicas do fluido refrigerante e das placas são consideradas constantes. São definidas as condições de contorno na entrada do subcanal:
- temperatura de entrada do fluido refrigerante,
- vazão volumétrica do fluido refrigerante.

No intuito de se obter um modelo termo-hidráulico conservativo, foram levados em consideração as incertezas de medidas geométricas e nucleares[4]. Os fatores de incertezas adotados são:

A - fatores de incerteza na potência:

medida de potência, $f_1=1,05$
sobrepotência admissível, $f_2=1,10$

B- incerteza na distribuição axial de potência:

repartição de urânio na placa, $f_3=1,12$
teor de urânio na placa, $f_4=1,02$
espessura da placa combustível, $f_5=1,1$
modelo neutrônico, $f_6=1,1$

C- incertezas geométricas:

espessura do canal, $f_7=1,1$

D- incerteza na temperatura de entrada:

$T_{entrada}=42^{\circ}\text{C}$ (2°C acima da temperatura máxima de entrada no núcleo, que é de 40°C).

E - incerteza na vazão mássica:

erro de 10% no cálculo da vazão, $f_8=1,1$

Esses fatores de incertezas podem ser considerados, no modelo, multiplicativamente ou estatisticamente. Para as análises efetuadas optou-se por pela aproximação multiplicativa que é a mais conservativa.

Início da Ebulição Nucleada (Onset of Nucleate Boiling).

O início da ebulição nucleada (ONB) não é um critério limitante no projeto de um elemento combustível. Entretanto, ele é um regime de transferência de calor que deve ser identificado por considerações hidráulicas e de transferência de calor, isto é, escoamento monofásico versus escoamento bifásico.

Sob condições de ONB, a temperatura na superfície do revestimento, sob a qual ocorre ebulição nucleada para uma dada pressão local do refrigerante e fluxo de calor superficial, é dada pela correlação (1) desenvolvida por Bergles e Rohsenow [5].

$$T_s = T_{sat} + \frac{5}{9} \left(\frac{9.23q}{p^{1.156}} \right)^{\frac{p^{0.0234}}{2.16}} \quad (1)$$

Para o cálculo da temperatura de ONB foi considerada, conservativamente, pressão ao longo do canal constante e igual a pressão na saída do núcleo.

Correlações para DNB (Departure From Nucleate Boiling). Dados sobre o fluxo crítico de calor (burnout) são necessários desde que DNB é um critério limitante no projeto do reator. A referência [6] destaca duas correlações que podem ser usadas para a determinação do fluxo crítico de calor: correlação de Labuntsov e correlação de Mirshak. Para este estudo optamos pela correlação de Labuntsov por ser melhor adaptada à faixa de pressões no núcleo:

$$q_c = 145.4 \theta(p) \left[1 + 2.5u^2 / \theta(p) \right]^{1/4} \times \left(1 + 15.1C_p \Delta T_{sub} / \lambda P^{1/2} \right) \quad (2)$$

onde:

u - velocidade de escoamento

$$\theta(p) = 0.99531 P^{1/3} (1 - P / P_c)^{4/3} \quad (3)$$

$$\Delta T_{sub} = T_{sat} - T_{in} - \Delta T_c \quad (4)$$

e ΔT_c é a subida de temperatura no canal refrigerante.

Perda de Carga e Distribuição de Vazão. A vazão nos diferentes elementos do núcleo do reator IEA-R1 é estimada considerando-se que a perda de carga é comum a todos os elementos. Ou seja:

$$\Delta H = \Delta H_1 = \Delta H_2 = \Delta H_3 = \Delta H_4 = \Delta H_5 = \dots = \Delta H_n \quad (5)$$

Onde ΔH_i representa a perda de carga em um elemento e leva em consideração as perdas distribuídas e singulares nas diversas regiões do elemento.

$$\Delta H_i = \sum_{j=1}^n \frac{f_j L_j}{D_j} \frac{Q_i^2}{2g A_j^2} + \sum_{l=1}^m \frac{K_l Q_i^2}{2g A_l^2} \quad (6)$$

onde "m" representa o número de singularidades e "n" o número de trechos retos.

Definindo a resistência hidráulica, R_i , como sendo:

$$R_i = \frac{1}{2g} \left(\sum_{j=1}^n \frac{f_j L_j}{D_j A_j^2} + \sum_{l=1}^m \frac{K_l}{A_l^2} \right) \quad (7)$$

pode-se escrever a expressão da perda de carga do elemento i sob a forma:

$$\Delta H_i = R_i * Q_i^2 \quad (8)$$

É interessante observar que R_i depende da vazão Q_i pois o fator de fricção f_i é função do número de Reynolds, expressão (9).

$$f = 8 * \left[\left(\frac{8}{Re} \right)^{12} + \frac{1}{(A+B)^{15}} \right]^{\frac{1}{12}} \quad (9)$$

As constantes A e B dependem do número de Reynolds e da rugosidade do material.

A partir das expressões (5) e (8), pode-se escrever:

$$R_i Q_i^2 = R_j Q_j^2 \Rightarrow Q_j = \sqrt{\frac{R_i}{R_j}} Q_i \quad (10)$$

Chamando $R_{ij} = \sqrt{\frac{R_i}{R_j}}$. (11)

tem-se:

$$Q_j = R_{ij} Q_i \quad (12)$$

Desta maneira estabelece-se uma relação entre as vazões nos diferentes elementos.

Sabe-se também que a vazão total através do núcleo é igual à vazão fornecida pela bomba. Tem-se então a expressão:

$$Q_b = A_1 Q_1 + A_2 Q_2 + A_3 Q_3 + A_4 Q_4 + \dots + A_n Q_n \quad (13)$$

onde A_1, A_2, \dots, A_n , representam o número de elementos do tipo 1, 2, ..., n que compõem o núcleo e Q_b é a vazão fornecida pela bomba.

Substituindo a expressão (11) em (12) tem-se:

$$Q_b = A_1 Q_1 + A_2 R_{21} Q_1 + A_3 R_{31} Q_1 + \dots + A_n R_{n1} Q_1 \quad (14)$$

onde a única incógnita é a vazão no elemento do tipo 1.

Conhecendo a vazão no elemento de tipo 1 e com o auxílio da expressão (12) remonta-se à vazão nos outros elementos.

Os valores de R_{ij} são calculados a partir de uma distribuição preliminar de vazões no núcleo. Deve-se portanto verificar se a estimativa preliminar de vazões é satisfatória. Caso as diferenças entre as vazões estimadas e as calculadas sejam significativas, calcula-se novamente o valor das resistências e estimam-se novas vazões. Este

processo é repetido até que as diferenças se tornem pequenas.

RESULTADOS OBTIDOS

O núcleo do reator é composto por elementos combustíveis, elementos de controle, dispositivos de irradiação de amostras, uma fonte e elementos refletores. Destes elementos apenas os combustíveis e os de controle permitem a passagem de fluido refrigerante.

Os elementos combustíveis são formados por 18 placas planas com espessura média igual a 1.52mm e dispostas em um estojo de alumínio com seção transversal de 76.1mm x 79.76mm.

O elemento combustível foi subdividido em 5 regiões conforme Figura 2.

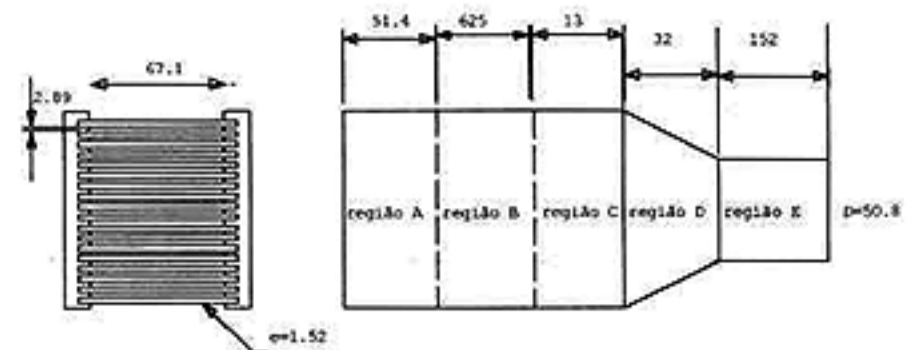


Figura 2 - Elemento Combustível

Os elementos de controle são formados por 12 placas planas com as mesmas características do elemento combustível. As placas de combustível ocupam a região central do elemento. As posições no estojo de alumínio destinadas a primeira e décima sétima placa combustível são reservadas para o percurso das placas das barras absorvedoras de Ag-In-Cd. As placas vizinhas às placas absorvedoras são constituídas de alumínio.

A entrada de fluido refrigerante nestes elementos se dá por furos laterais. Para o cálculo do coeficiente de perda de carga total, o elemento de controle foi subdividido em 6 regiões conforme Figura 3.

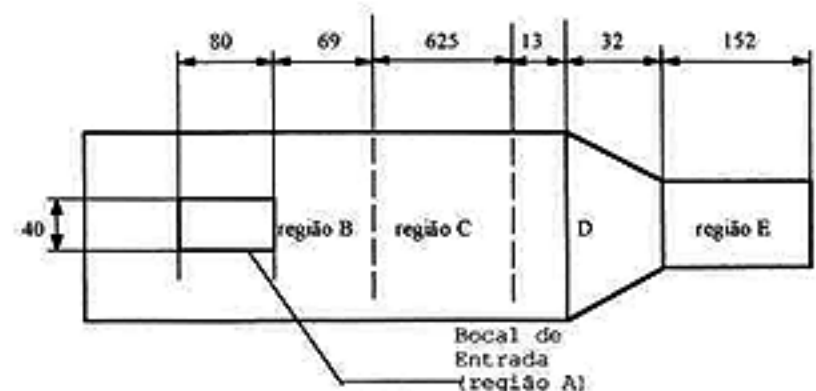


Figura 3 - Elemento de Controle

A Tabela 1 apresenta as vazões nos elementos combustíveis (EC) e elementos de controle (Ect) em função da vazão da bomba principal. Observa-se que para uma mesma configuração de núcleo, a vazão nos elementos de controle é ligeiramente inferior à vazão nos elementos combustíveis devido à maior perda carga. Por outro lado, a medida que o número de elementos diminui, a vazão por elemento aumenta. Estes resultados foram obtidos considerando que as posições não ocupadas da placa matriz estão tamponadas.

Tabela-1 Distribuição de Vazão

Vazão da bomba	30 elementos [m ³ /s]		25 elementos [m ³ /s]		20 elementos [m ³ /s]	
	vazão EC (1e-3)	vazão Ect (1e-3)	vazão EC (1e-3)	vazão Ect (1e-3)	vazão EC (1e-3)	vazão Ect (1e-3)
3000	5,1	4,16	5,89	4,8	6,95	5,67
3400	5,77	4,71	6,7	5,4	7,87	6,43
3800	6,45	5,27	7,45	6,1	8,79	7,18

As curvas da Figura 4 apresentam a perda de carga no núcleo para as diferentes configurações. Pode-se considerar que, na faixa de vazões estudada, a perda de carga varia linearmente com o aumento da vazão na bomba. Para uma mesma vazão, a perda de carga é tanto maior quanto menor o número de elementos. Assim, para a vazão de 3000 gpm a perda de carga é de 0,08 bar para a configuração de 30 elementos e de 0,15 para a configuração de 20 elementos.

A coluna de fluido refrigerante desde a superfície da piscina até a saída do núcleo foi adotada igual a 7,0 metros, aproximadamente 0,35 metros abaixo do nível normal de operação.

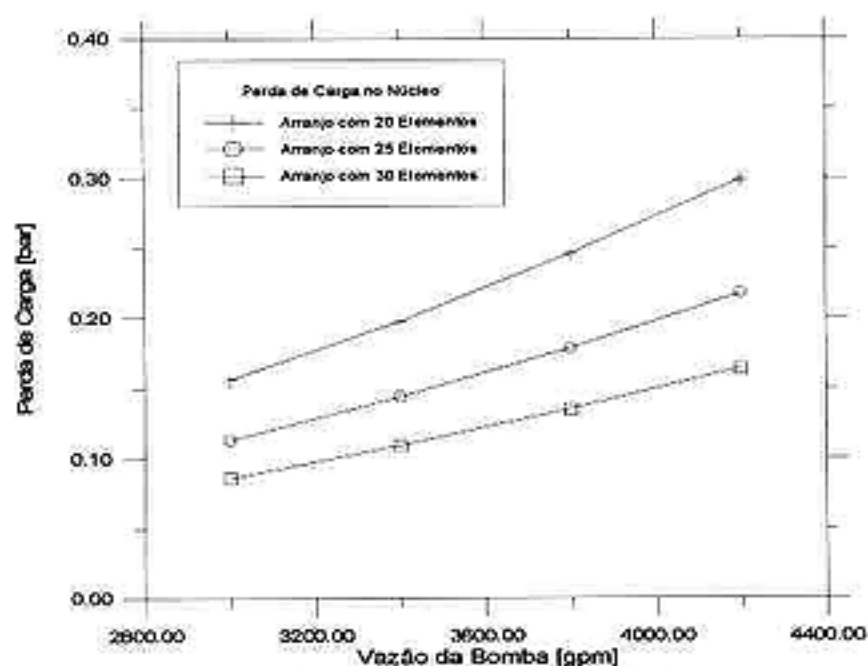


Figura 4- Perda de Carga no Núcleo

A figura 5 apresenta a curva de temperatura de ONB, temperatura no centro do combustível, revestimento e fluido refrigerante ao longo do canal para a vazão de 3000 gpm e núcleo de 20 elementos. Este é o modelo que apresentou os mais elevados níveis de temperatura. Observa-se uma elevação da temperatura do fluido refrigerante da ordem de 24^o C, sendo que o gradiente é mais acentuado na metade inferior do canal onde as densidades de potência são mais elevadas. A evolução das temperaturas no centro do combustível e no revestimento são similares apresentando valores máximos na posição relativa de 0,75 onde o fluxo de calor é máximo. A temperatura de ONB, calculada através da expressão 12, apresenta valores sempre superiores à 110^o C, já a temperatura máxima de revestimento é sempre inferior à 105^o C.

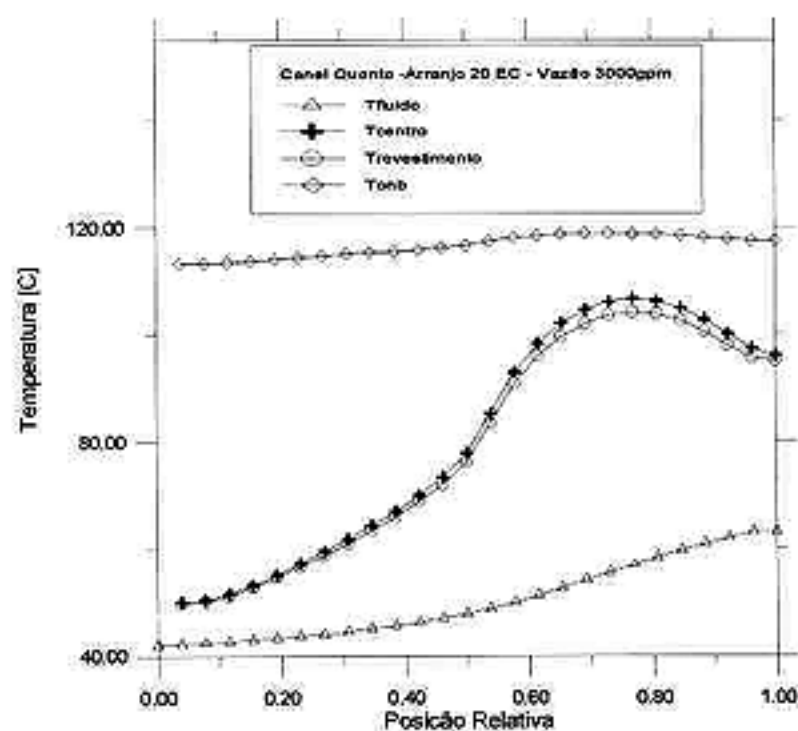


Figura 5- Evolução de Temperaturas ao Longo do Canal

A Figura 6 apresenta a evolução das temperaturas máximas de revestimento para as configurações de 20, 25 e 30 elementos com diferentes níveis de vazão. Nesta figura é também apresentada a temperatura de saturação na saída do elemento combustível. Esta temperatura é obtida considerando a coluna de líquido e a perda de carga através do elemento para a pior situação: vazão de 3800 gpm e 20 elementos. Sabe-se que a temperatura de ONB é superior à temperatura de saturação, conforme equação 12. Portanto, as 3 configurações atendem ao critério de manter a temperatura de revestimento abaixo da temperatura de ONB. É interessante observar que as temperaturas de revestimento, para a configuração de 30 elementos, são superiores às obtidas para a configuração de 25 elementos. Este resultado é explicado pelos maiores fatores de pico axial de fluxo para a geometria de 30 elementos

CONCLUSÕES

Os resultados obtidos pelos modelos mostram que é possível operar o reator IEA-R1 com segurança dentro das faixas de vazões estudadas (3000 a 3800 gpm) nas configurações de 20, 25 e 30 elementos, não violando nenhum critério de projeto estabelecido na referência [1].

REFERÊNCIAS

- [1] Safety Assessment of Research Reactors and Preparation of the Safety Analysis Report -IAEA-Viena(1994).
- [2] COBRA-3C/RERTR -A Thermal-hidraulic Subchannel Code with Low Pressure Capabilites and Suppliment-Argone National Laboratory (1983).
- [3] Bastos ,J.L.F.,FLOW- Manual do Usuário (Documento em elaboração)
- [4]Parkansky D., Vertulo A., Segundo Curso Latinoamericano sobre Tecnologia de Elementos Combustíveis Tipo Placa para Reatores de Pesquisa, Buenos Aires,(1985)
- [5] BERGLES, A.E., e ROSENOW, W.M.- The determination of Forced-Convection Surface Boiling Heat Transfers ,” Transactions of the ASME 86 (Series C- Journal of Heat Transfer), pp.365-370.(1964)
- [6] TECDOC-233- Research Reactor Core Conversion From the Use of Higly Enriched Uranium to the Use of Low Enriched Uranium Fuels Guidebook -IAEA, Viena(1980)

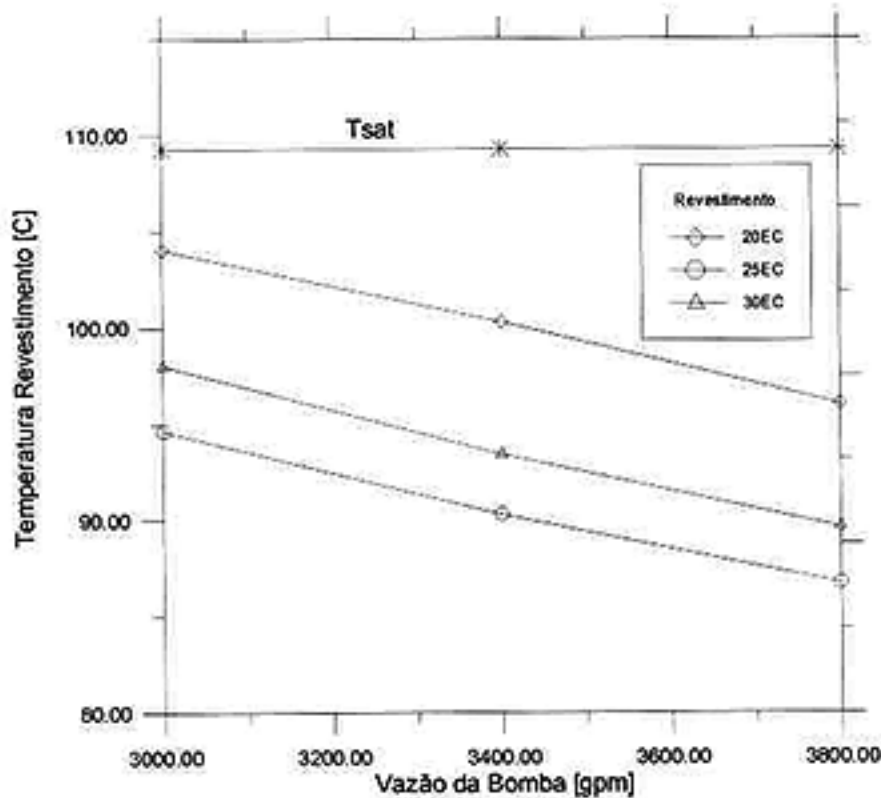


Figura 6 -Temperaturas de Revestimento e ONB

Um critério limitante no projeto termo-hidráulico do núcleo é o fluxo crítico de calor, q_c dado pela expressão (2). Deve-se assegurar que o fluxo local máximo seja inferior ao fluxo crítico de calor. A Figura 8 mostra a evolução do parâmetro MDNBR ao longo do canal,para a configuração de 20 elementos, que é uma relação entre q_c e o fluxo de calor local. Este parâmetro mostrou-se pouco sensível a vazão sendo, portanto, válida para toda a gama de vazões estudada.

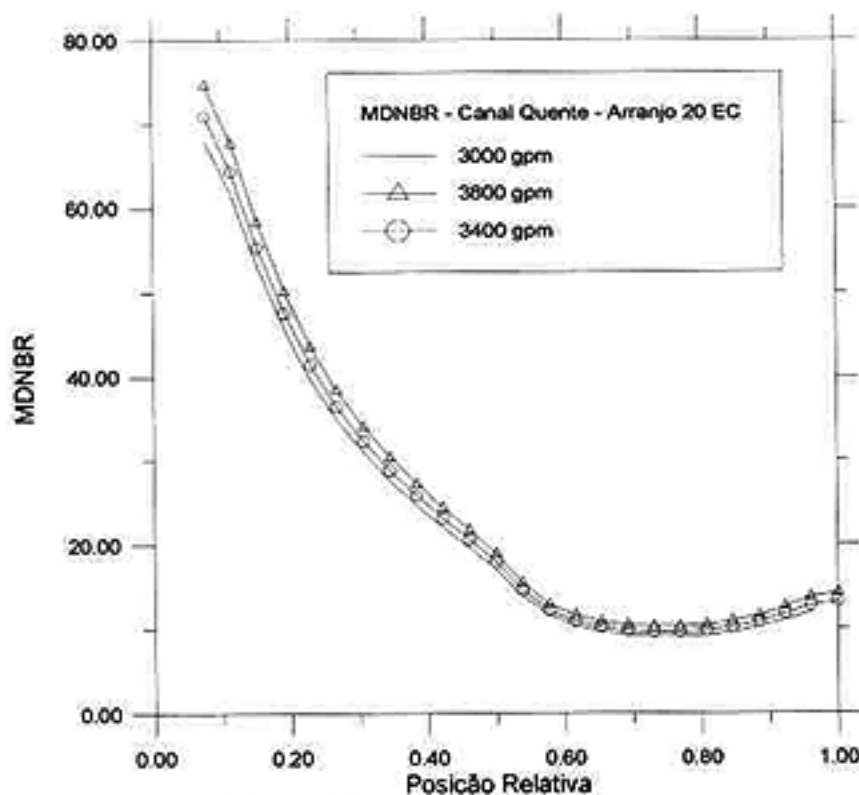


Figura 8 - MDNBR ao Longo do Canal