

DETERMINAÇÃO DOS COEFICIENTES DE PERDA DE CARGA NOS ELEMENTOS DO NÚCLEO DO REATOR IEA-R1

Alfredo José Alvim de Castro
Pedro Ernesto Umbenhaun
José Luis Ferraz Bastos

IPEN/CNEN - São Paulo
Caixa Postal 11049 - Pinheiros
05422-970-São Paulo, SP, Brasil.

RESUMO

A distribuição de vazão nos diferentes elementos que compõem o núcleo do reator IEA-R1 é um dos principais parâmetros para a sua análise termohidráulica. Atualmente esta distribuição é estimada com o código "FLOW" que utiliza correlações existentes na literatura para a estimativa das perdas de carga singulares e distribuídas. Com o objetivo validar o código, montou-se uma bancada de testes para o levantamento da perda de carga nos elementos que compõem o núcleo do reator para diferentes níveis de vazão nos elementos.

INTRODUÇÃO

O reator de pesquisas IEA-R1 é do tipo piscina e tem por finalidade principal a produção de radioisótopos para aplicações na área médica, indústria e agricultura. Além disto, ele é uma fonte de neutrons para pesquisas em física nuclear, química, biologia e engenharia. Sua primeira criticalidade foi atingida em setembro de 1957 e a partir de 1960 ele vem operando a uma potência de 2 MW.

Com a crescente demanda de radioisótopos pela comunidade médica e o surgimento de novos medicamentos que exigem um alto nível de irradiações, tornou-se imperativa a elevação de potência deste reator para 5 MW. Dentro deste contexto, a Diretoria de Reatores do IPEN iniciou em setembro de 1995 um programa para viabilizar a operação do reator neste novo nível de potência. Neste programa, uma das atividades principais é o projeto do núcleo a fim de se estabelecer as novas especificações técnicas para a sua operação.

O presente trabalho apresenta o estudo efetuado para obter-se uma avaliação mais realista da distribuição de vazões no núcleo através da determinação da perda de pressão nos diferentes tipos de elementos que o compõem. Tendo em vista que o reator IEA-R1 possui um núcleo dinâmico, são analisadas as perdas de pressão com diversos

níveis de vazão correspondentes às configurações possíveis para o reator: núcleo composto por 20, 25 ou 30 elementos combustíveis. Para este estudo foi montada uma bancada experimental na divisão de Termohidráulica do IPEN para validar e ajustar o modelo numérico desenvolvido.

MONTAGEM EXPERIMENTAL

A Fig. 1 apresenta o desenho isométrico do circuito experimental. O circuito é formado por uma parte de alimentação de água constituída por uma bomba B1, um medidor de vazão tipo placa de orifício FE1, um tanque de alimentação RV1 de 2.500 litros, uma válvula de regulação de vazão V4, válvulas de isolamento V1, V2, V3, e uma seção de testes. Este circuito tem capacidade para fornecer uma vazão volumétrica de até 22 m³/h à seção de testes. Para a medida da perda de carga na placa de orifício é utilizado um transmissor de pressão do tipo capacitivo. A placa de orifício foi calibrada utilizando um tanque de volume conhecido e medindo-se o tempo para o seu preenchimento por meio de cronômetro e o ΔP registrado pelo transmissor.

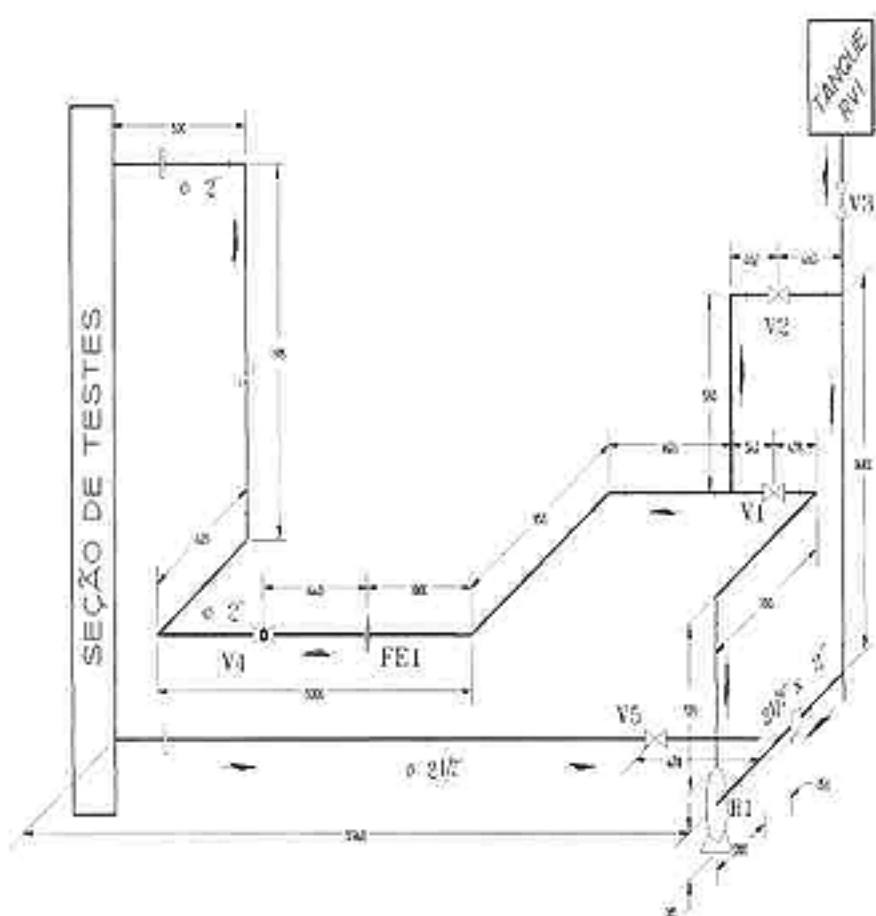


Figura 1 - Circuito Experimental

A seção de testes, Fig.2, é constituída por um tubo de alumínio de 400 mm de diâmetro e 2.500 mm de altura. Uma placa de suporte, com um encaixe ajustado para o bocal de saída do elemento, faz o papel de placa matriz. O tubo de alumínio tem a função de simular a piscina do reator IEA-R1 e é dividido em três partes, câmara inferior, corpo central e câmara superior acopladas mecanicamente por meio de flanges e parafusos. Essa divisão é feita para facilitar a montagem da placa de suporte, a montagem do elemento combustível e o seu respectivo alinhamento. A seção de testes é alimentada pelo bocal da câmara superior. O escoamento é forçado para dentro do elemento combustível através do seu bocal posicionado a aproximadamente 780 mm abaixo da entrada da câmara superior e conduzido à câmara inferior por meio do bocal do elemento. Da câmara inferior o escoamento é conduzido à entrada da bomba B1. Para a medida da perda de carga são posicionados dois tubos de aço inoxidável de $D=3,2$ mm como tomadas de pressão estática nos bocais de entrada e saída dos elementos de controle e combustível.

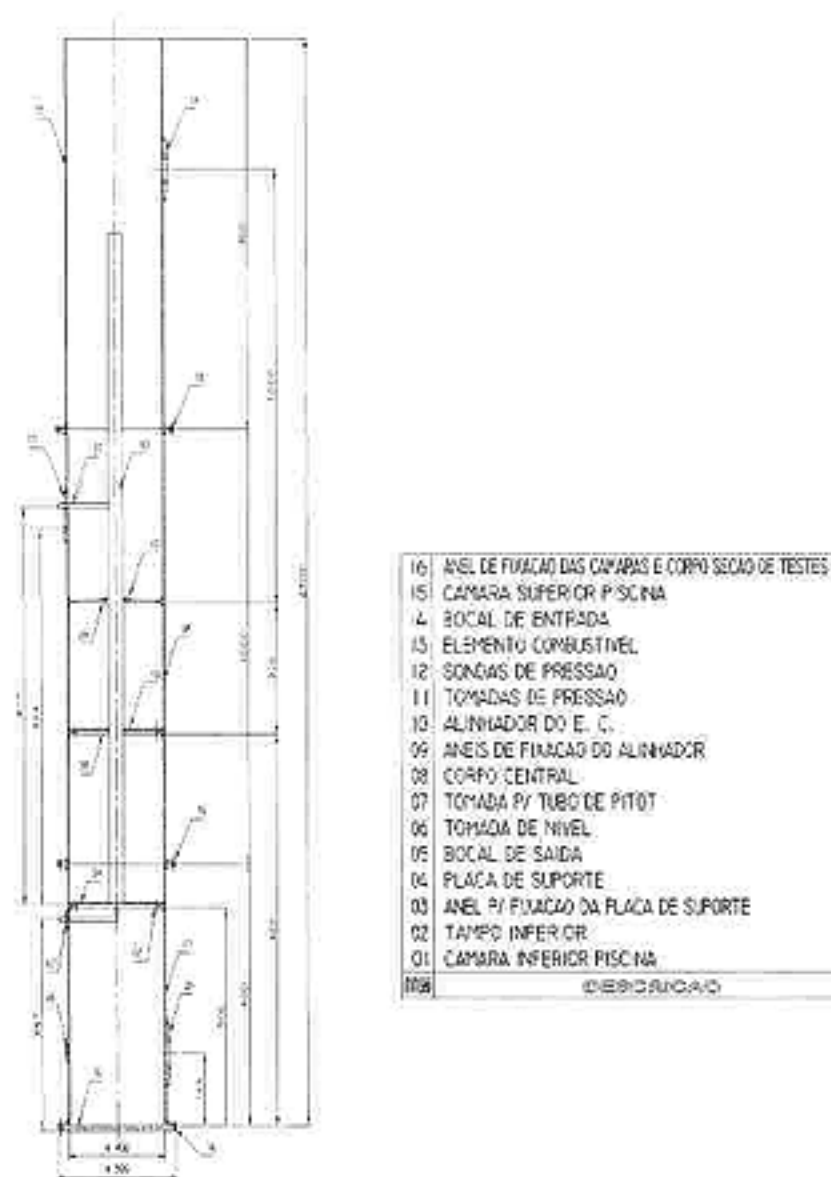


Figura 2 - Seção de Testes

PROCEDIMENTO EXPERIMENTAL

Para a realização dos experimentos foram utilizados modelos geometricamente similares aos dos elementos de controle e combustível em escala 1:1. As tomadas de pressão para medida de perda de carga foram conectadas a um transdutor de pressão do tipo diafragma modelo DPISLT da Validyne calibrado de 0 a 200 mbar. Para a obtenção dos dados experimentais foram realizados quatro ensaios, um com elemento combustível e três com o elemento de controle. O elemento de controle foi ensaiado em três condições distintas: sem as barras de controle, barras de controle inseridas até a metade do elemento e inserção total das barras de controle.

Os experimentos foram realizados procurando-se fixar valores pré determinados para a vazão volumétrica através da regulagem da válvula V4 e da medida da perda de carga na placa de orifício FE1. Com a vazão volumétrica ajustada, foram medidos o valor da perda de carga no elemento para condições estacionárias. Os dados medidos por intermédio do transmissor capacitivo da placa de orifício e pelo transdutor de pressão da seção de testes foram aquiridos através de um multímetro estatístico

HP3457A. Durante os experimentos foi acompanhada a temperatura da água para corrigir, se necessário, sua influência sobre a densidade. Para uma maior confiabilidade dos dados experimentais, fixado o estado estacionário, foram efetuadas médias com amostragem superior a 200 pontos experimentais tanto para a perda de carga nos elementos como para a vazão volumétrica fixada. Para a verificação da reprodutibilidade dos dados foram repetidas cinco medidas para cada condição de ensaio dos elementos.

RESULTADOS OBTIDOS

A Fig. 3 mostra os resultados experimentais obtidos para um elemento combustível e um elemento de controle. São apresentadas duas curvas para o elemento de controle correspondentes às situações de barras de controle completamente inseridas e de barras completamente retiradas. As incertezas de medida são também mostradas em cada curva através de uma barra de erros.

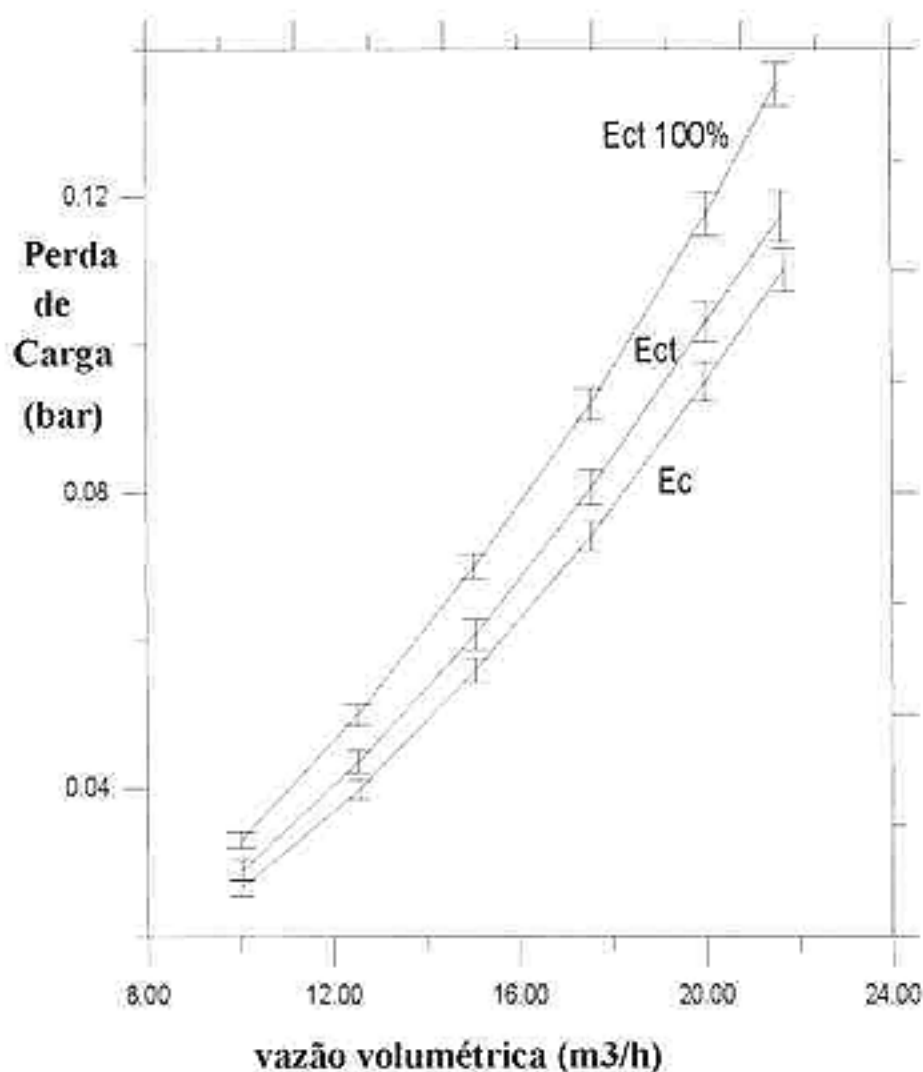


Figura 3 - Resultados Experimentais

Foram realizados experimentos com vazões volumétricas variando entre 4 e 22 m³/h. As perdas de

carga, como esperado, aumentam com o crescimento da vazão. Para o elemento combustível, as perdas variam entre 0,01 e 0,11 bar. Estes resultados são coerentes com os encontrados na literatura para reatores similares ao IEA-R1 [1]. Os elementos de controle apresentam uma perda de carga ligeiramente superior à do elemento combustível devido à maior perda de carga distribuída e às singularidades na região de entrada. Nota-se também o efeito da inserção das barras de controle que restringem a passagem de fluido refrigerante na região de entrada. Para todos os casos analisados observou-se uma variação da perda de carga proporcional à vazão ao quadrado. Também foi analisada a condição de elemento de controle com barras 50% inseridas. Os resultados obtidos foram similares aos do elemento com barras retiradas.

O reator IEA-R1 opera atualmente a uma vazão de 2600 gpm para um núcleo composto por 26 elementos combustíveis e 4 elementos de controle. Isto proporciona uma vazão de, aproximadamente, 20 m³/h por elemento. Pretende-se, futuramente, otimizar o núcleo do reator reduzindo o número de elementos combustíveis e aumentando a vazão de operação para 3000 gpm. Isto elevará a vazão por elemento para um valor de 34 m³/h. Devido à restrição na vazão fornecida pela bomba do circuito experimental, não foi possível realizar ensaios com vazões superiores à 22 m³/h. No entanto, os resultados obtidos permitiram estabelecer equações de perda de carga em função da vazão, para cada condição de ensaio, através do método de mínimos quadrados. Estas equações serão utilizadas para as situações não cobertas pelos ensaios.

MODELAGEM MATEMÁTICA

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:

$$\Delta H = \Delta H_1 = \Delta H_2 = \Delta H_3 = \Delta H_4 = \Delta H_5 = \dots = \Delta H_n \quad (1)$$

onde ΔH_i representa a perda de carga em um elemento genérico i .

A perda de carga em cada elemento é dada pela expressão (2) que leva em consideração as perdas distribuídas e singulares nas diversas regiões do elemento i .

$$\Delta H_i = \sum_{j=1}^n \frac{f_j L_j}{D_j} \frac{Q_i^2}{2gA_j^5} + \sum_{l=1}^m \frac{K_l Q_i^2}{2gA_i^5} \quad (2)$$

onde " m " e " n " representam, respectivamente, o n° de singularidades e trechos retos.

Definindo a resistência hidráulica, R_i , como sendo:

$$R_i = \frac{1}{2g} \left(\sum_{j=1}^n \frac{f_j L_j}{D_j A_j^2} + \sum_{l=1}^m \frac{K_l}{A_l^2} \right) \quad (3)$$

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

$$\Delta H_i = R_i * Q_i^2 \quad (4)$$

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 (5).

$$f = 8 * \left[\left(\frac{8}{Re} \right)^{12} + \frac{1}{(A+B)^{1.5}} \right]^{\frac{1}{12}} \quad (5)$$

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

A partir das expressões (1) e (4), pode-se escrever:

$$R_i Q_i^2 = R_j Q_j^2 \Rightarrow Q_j = \sqrt{\frac{R_i}{R_j}} Q_i \quad (6)$$

$$\text{Chamando } R_{ij} = \sqrt{\frac{R_i}{R_j}} \quad (7)$$

$$\text{tem-se: } Q_j = R_{ij} Q_i \quad (8)$$

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:

$$Q_b = A_1 Q_1 + A_2 Q_2 + A_3 Q_3 + A_4 Q_4 + \dots + A_n Q_n \quad (9)$$

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 (7) em (8) tem-se:

$$Q_b = A_1 Q_1 + A_2 R_{12} Q_1 + A_3 R_{13} Q_1 + \dots + A_n R_{1n} Q_1 \quad (10)$$

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 (5) remonta-se à vazão nos outros elementos.

Os valores de R_j 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.

ESTRUTURA DO PROGRAMA "FLOW"

A partir da metodologia descrita no item anterior foi criado um código computacional no intuito de agilizar o cálculo da distribuição de vazões no núcleo tendo em vista que diferentes configurações serão tratadas neste projeto de aumento de potência do reator IEA-R1.

A linguagem de programação adotada foi o FORTRAN 77 para ambiente DOS e Windows. O programa desenvolvido permite a análise de núcleos do reatores tipo piscina com até 7 diferentes tipos de elementos. Cada elemento pode ser subdividido em até 10 regiões para o cálculo das perdas de carga sendo 5 para perdas distribuídas e 5 para perdas singulares.

A partir dos dados de entrada as seguintes etapas de cálculo são executadas:

- 1- estimativa preliminar da distribuição de vazões.
- 2- cálculo da resistência hidráulica para cada tipo de elemento, expressão (3).
- 3- cálculo da relação entre as resistências hidráulicas, expressão (7).
- 4- cálculo da vazão nos elementos de tipo 1, expressão (10).
- 5- cálculo das vazões nos outros elementos, expressão (8).
- 6- cálculo da maior diferença entre as vazões calculadas e as estimadas na etapa 1 (difmax).
- 7- retorno a etapa 2 caso difmax seja maior que critério de convergência estabelecido.

COMPARAÇÃO DE RESULTADOS

A Fig.4 apresenta uma comparação entre os resultados obtidos com o código "Flow" e os resultados experimentais. No modelo numérico os coeficientes de perda de carga singulares foram estimados através de correlações propostas por Idel'cik [2] para geometrias similares às encontradas nos elementos. Assim, foram

consideradas as perdas na entrada e no bocal de saída de cada elemento.

Observa-se que, para o elemento combustível, as perdas de carga são bem estimadas para toda a faixa de vazões analisada. Para as vazões menores os valores fornecidos pelo modelo estão dentro da margem de erro das medidas experimentais e para as vazões mais elevadas o modelo superestima ligeiramente essas perdas. Para o elemento de controle notamos uma discrepância grande entre os resultados. Os valores de perda de carga obtidos pelo modelo são 80% superiores aos experimentais. Estes resultados mostram que o coeficiente de perda de carga singular, na região de entrada, foi superestimado. Portanto, deve-se reavaliar este parâmetro no modelo para uma correta avaliação da distribuição de vazões no núcleo do reator.

com diversos níveis de vazão para um elemento combustível e para um elemento de controle. Estes resultados foram utilizados para validar e corrigir o código "Flow" desenvolvido para o cálculo da distribuição de vazões no núcleo do reator. Observou-se que a perda de carga nos elementos de controle foi superestimada pelo modelo devendo-se corrigir o coeficiente de perda localizada definido para a região do bocal de entrada.

AGRADECIMENTOS

Os autores agradecem aos colaboradores José Carlos de Almeida, Omar Cicero Felix e Mauro Onofre, pelo apoio dado na montagem do circuito experimental e da seção de testes, bem como para a realização dos experimentos.

REFERÊNCIAS

- [1] TECDOC-233-Research Reactor Core Conversion from the Use of Highly Enriched Uranium to the Use of Low Enriched Uranium Fuels Guidebook-IAEA, Viena (1980).
- [2] IDEL'CIK, I.E.-Memento des Pertes de Charge-Coefficients de pertes de charge singulieres et de pertes de charge par frottement. Editora Eyrolles, Paris (1978).

ABSTRACT

This paper presents a study of the pressure losses of the IEA-R1 research reactor fuel elements. An experimental apparatus was built in order to validate the code FLOW. A series of experiments were held for different mass flow rates for the fuel and control elements. The results obtained allowed the correction of some singular pressure loss coefficients overestimated by the model.

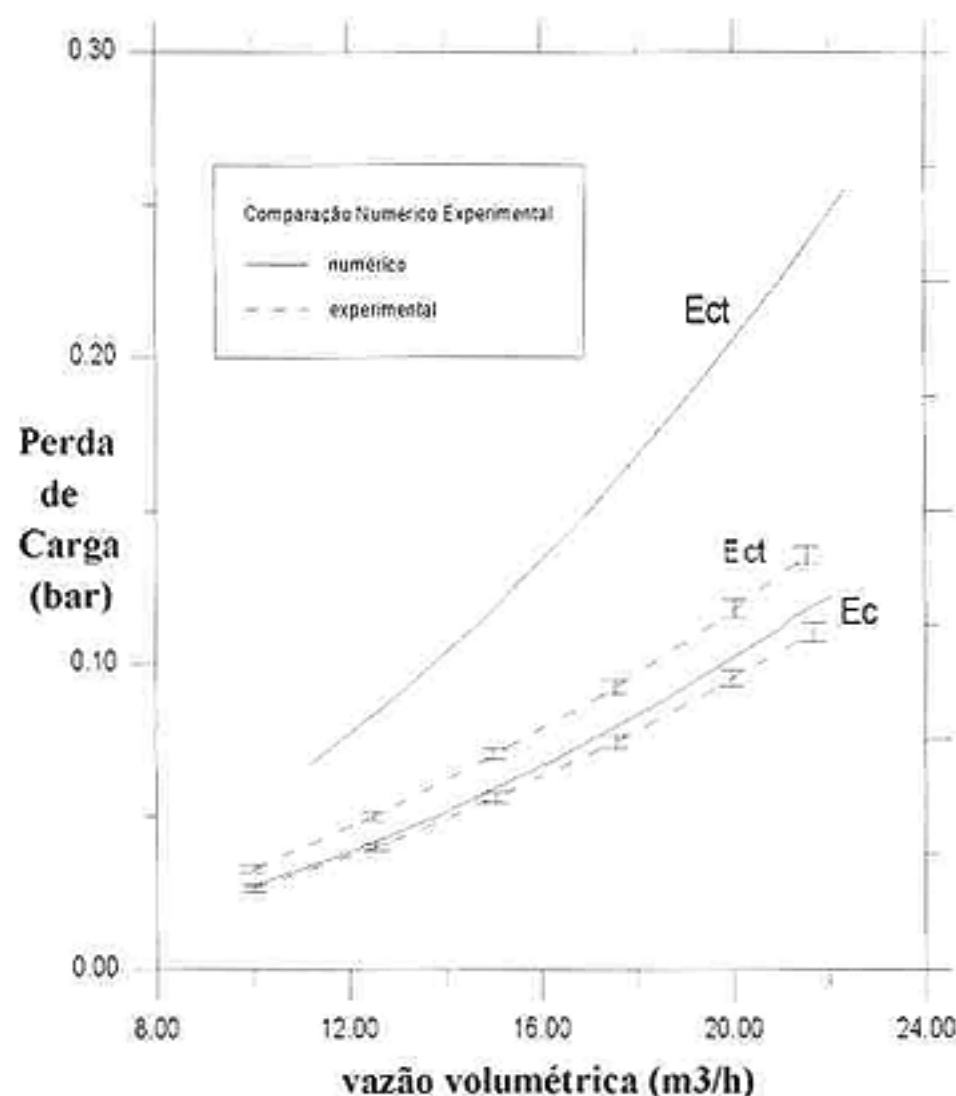


Figura 4 - Comparação numérico experimental.

CONCLUSÃO

Dentro do programa de aumento de potência do reator IEA-R1 foi montado um circuito experimental com o intuito de avaliar as perdas de carga nos elementos que compõem o núcleo do reator. Foram realizados ensaios