

AVALIAÇÃO DE CODIGOS DA LINHA RELAP PARA ESTIMATIVA DE FLUXO DE CALOR CRITICO

Eduardo Maprelian, Gaiane Sabundjian
Thadeu das Neves Conti e João M. L. Moreira(*)

Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares
(*)Coordenadoria de Projetos Especiais

RESUMO

A estimativa do fluxo de calor crítico pelos programas RELAP4-mod3 e RELAP4-mod5 é avaliada contra dados experimentais. O objetivo é que em análise de transientes se utilize desta informação disponível nos programas e se evite frequentes análises de subcanal. Os experimentos escolhidos com fluxo de calor uniforme são apropriados para a análise de fluxo de calor crítico com estes programas. Os resultados dos programas RELAP4 foram comparados com experimentos em estado estacionário e também com estimativas do programa COBRA-3P apresentando boas comparações. Um transiente simulado com o programa COBRA-3P com fluxo de calor uniforme também foi reproduzido com precisão pelos programas RELAP4. Os resultados obtidos mostram que para condições experimentais adequadas (fluxo de calor uniforme) os programas RELAP4 estimam o fluxo de calor crítico com precisão.

INTRODUÇÃO

O fluxo de calor crítico é um dos principais fatores limitantes no projeto termohidráulico e no licenciamento de reatores PWR, tanto em condições estacionárias quanto em transientes. Vários códigos computacionais possuem correlações específicas para o cálculo do fluxo de calor crítico no núcleo, dentre eles o COBRA-3P[1], específico para a análise termohidráulica do núcleo em estado estacionário e em transientes e os da linha RELAP4[2], desenvolvidos para análise de transientes em reatores nucleares. O código COBRA-3P conta para a estimativa do fluxo de calor crítico em varetas combustíveis com modelos que descrevem o comportamento de cada subcanal, ou seja, transferência de calor por condução e convecção, perda de pressão ao longo do canal (distribuída) e devida a singularidades (grades espaçadoras ou reduções de áreas), e modelos de escoamento transversal entre subcanais. Os códigos da linha RELAP4 não possuem tal nível de detalhe.

Os resultados de fluxo de calor crítico produzidos pelos códigos da linha RELAP4 para as varetas combustíveis são normalmente descartados devido as limitações inerentes deste código para descrever as condições locais de escoamento e de transferência de calor. O procedimento normalmente tomado para análise de fluxo de calor crítico em varetas combustíveis envolve duas etapas cuja interface, no caso de transientes, se torna bastante ineficiente, pois requer transferência de muitos dados. Primeiramente obtém-se as condições de contorno temporais por meio de programas como o RELAP4 para pressão, temperatura e vazão no núcleo do reator. A seguir, faz-se a transferência destas informações para um código de análise de subcanal como o COBRA-3P para se estimar o fluxo de calor crítico.

O programa COBRA-3P tem sido avaliado para a análise de subcanal em reatores PWR numa série de trabalhos nacionais[4,5],

demonstrando sua aplicabilidade para a estimativa de fluxo de calor crítico. Uma vez que os programas da linha RELAP4 também podem estimar o fluxo de calor crítico, torna-se interessante avaliar seus resultados e verificar em que condições podem produzir informações significativas em projeto e análise de transientes para tornar o procedimento de análise mais simples e eficiente. O presente trabalho relata os primeiros resultados do esforço de qualificação da estimativa de fluxo de calor crítico com os programas da linha RELAP4 na COPESP e no IPEN.

Este trabalho consiste numa comparação dos resultados de fluxo crítico de calor calculados por estes códigos com resultados experimentais de uma seção de testes de fluxo crítico de calor de 9 varetas[3]. A primeira comparação foi feita para condições estacionárias envolvendo a direta comparação com resultados experimentais. O comportamento transiente foi avaliado comparando os resultados dos programas RELAP4-mod3 e RELAP4-mod5 com os obtidos com o programa COBRA-3P.

DESCRIÇÃO DOS EXPERIMENTOS

A seção de testes 408 da Columbia University[3] foi utilizada como modelo para esta análise comparativa. Esta seção foi escolhida por possuir distribuições axial e radial de potência uniformes em suas varetas e valores experimentais de fluxo de calor crítico dentro das faixas de validade das correlações existentes nos programas. Sendo a distribuição axial e radial de potência uniforme, e admitindo-se uma distribuição de velocidade e pressão uniforme na entrada da seção, efeitos de escoamento cruzado não são importantes tornando a análise puramente unidimensional bastante adequada. As principais características da seção de teste 408 são fornecidas na Tabela 1, enquanto a Fig. 1 ilustra a seção transversal da mesma.

Tabela 1 - Características principais da seção de testes 403 da Columbia University.

Número de varetas aquecidas	9
Arranjo	3x3
Diâmetro das varetas	10,92mm
Comprimento aquecido	1829mm
Distribuição axial de potência	uniforme
Distribuição radial de potência	uniforme
Número de grades	5
Área de escoamento total	$1.02 \times 10E-3m^2$
Composição da vareta	alumina e aço inoxidável

Os experimentos de fluxo de calor crítico foram realizados mantendo-se constantes a temperatura de entrada, a pressão na saída e o fluxo mássico da seção de testes. A potência na seção foi aumentada gradualmente até ser observada uma excursão de temperatura em um ou mais termopares das varetas aquecidas. Esta excursão indicava a ocorrência de fluxo de calor crítico na vareta. A localização do ponto onde ocorreu fluxo de calor crítico foi feita por meio de inspeção visual após os experimentos.

A Tabela 2 fornece as condições de operação de 3 pontos experimentais escolhidos de tal forma a satisfazerem as faixas de validade das correlações disponíveis nesta análise.

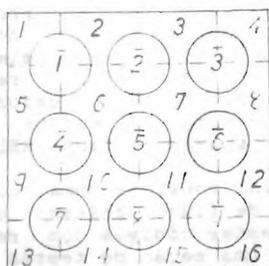


Figura 1 Geometria da seção de testes 403 composta de 9 varetas aquecidas eletricamente.

MODELAGEM DO EXPERIMENTO COM OS CODIGOS COBRRA-3P E RELAP4-mod3 e RELPAP4-mod5

O COBRA-3P[1] é um código computacional de subcanal utilizado para estimar parâmetros termofluidodinâmicos como temperaturas do refrigerante, do revestimento e do combustível, densidade, velocidade, vazões nos subcanais e fluxo de calor crítico do núcleo de um reator nuclear. A modelagem geométrica (pino a pino) utilizada para descrever a seção de teste 403 com este código encontra-se na Fig. 1. Para o cálculo do fluxo de calor crítico foi utilizada a correlação experimental B&W-2 disponível no programa COBRA-3P.

Os códigos RELAP4[2] analisam o comportamento termofluidodinâmico da fase de depressurização de um acidente de perda de refrigerante primário. A modelagem utilizada para simular o estado estacionário do



Figura 2 Modelagem utilizada nos programas RELAP4 simulando a seção de testes 403

experimento na seção de teste 403 está mostrado na Fig. 2, onde se vê que representa apenas um canal médio da seção de teste. A seção de teste foi discretizada em 22 volumes de controle. Os volumes 1 e 22 são mantidos constantes com o tempo; 21 junções e 20 estruturas de troca de calor completam a modelagem.

RESULTADOS OBTIDOS

Para a análise comparativa em estado estacionário foram utilizados valores experimentais de fluxo de calor crítico medidos na seção de testes 403 mostrados na Tabela 2. Os resultados do mínimo DNBR obtidos nas análises em estado estacionário são apresentados na Tabela 3 e devem reproduzir o resultado experimental de DNBR=1. A maior discrepância é de 17% para os programas RELAP4 e de 18% para o programa COBRA-3P. A incerteza da correlação B&W-2 é de aproximadamente 30%.

Para a comparação em transiente foi simulada uma elevação linear da potência da seção de teste, de 50 a 100% em 20 segundos com o programa COBRA-3P. No transiente acima, a condição de 100% de potência corresponde às mesmas condições de operação do caso 3 da Tabela 2. A pressão e a temperatura de entrada da seção de teste foram admitidas constantes, considerando-se as hipóteses de uma grande massa de água no circuito de testes e de uma boa eficiência do sistema de controle do mesmo.

A Tabela 4 fornece as condições iniciais desta simulação com o programa COBRA-3P. Os resultados da comparação entre os programas RELAP4-mod3 e RELAP4-mod5 encontram-se na Fig. 3. Nota-se que os programas RELAP4 apresentam um comportamento para o MDNBR similar ao do programa COBRA-3P, embora o deste seja mais suave. Isto parece indicar que nos programas RELAP4 o calor é transferido mais rapidamente para o refrigerante.

Tabela 2 - Pontos de fluxo de calor crítico obtidos experimentalmente na seção de teste 403 da Columbia University.

Caso	Fluxo de calor (Mw/m ²)	Fluxo de massa (Kg/sm ²)	Temperatura de entrada (C)	Pressão de saída (bar)	Título de saída (%)	Barra	Subcanal
1	2.672	2668.6	244.2	151.4	-3	3 e 7	4 e 10
2	1.640	3395.4	327.0	151.0	14	7	10
3	2.782	4020.5	282.2	151.4	-2	7	10

Tabela 3 - Resultados de mínimo DNER de experimentos da seção de teste 403. Estado estacionário.

código	correlação	caso 1	caso 2	caso 3
COBRA-3P	B & W-2	1.16	1.01	1.11
RELAP4-Mod3	B & W-2	1.17	0,86	1,10
RELAP4-Mod5	B & W-2	1,15	0,87	1,10

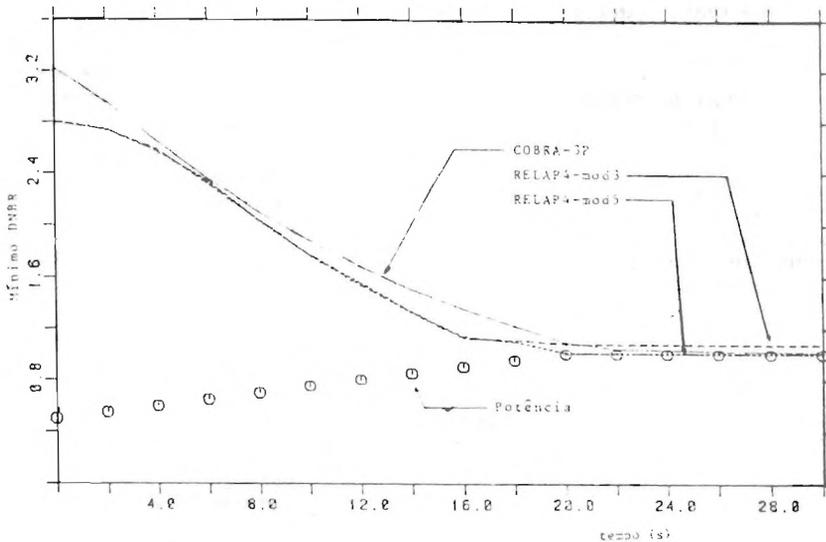


Figura 3 Resultados de mínimo DNER do transiente simulado com os programas RELAP4-mod3/mod5 e COBRA-3P. Transiente de 50 a 100 % de potência em 20 segundos.

ANALISES E CONCLUSOES

A correlação B&W-2 reproduziu com os programas RELAP4 e COBRA-3P os resultados experimentais com uma imprecisão menor que a incerteza de 3% da correlação como mostra a Tabela 3. Os resultados de DNER dos programas RELAP4 para o transiente acompanham o comportamento da estimativa do programa COBRA-3P. Estes resultados confirmaram a expectativa em relação aos programas RELAP4 de produzir boas estimativas de fluxo de calor crítico para problemas com fluxo de calor uniforme.

Segundo o código COBRA-3P o DNER pode ocorrer em qualquer uma das 8 vareta, já que todas possuem o mesmo fator radial, com uma pequena preferência pelos canais centrais. Esta tendência, também verificada na referência [8], está ligada à relação entre a área de escoamento do canal e a potência fornecida ao refrigerante.

Tabela 4 - Condições iniciais para o transiente de rampa de potência para o caso 2.

Fluxo de calor	0,92 Mw/m ²
Fluxo de massa	3395,4 Kg/sm ²
Temperatura de entrada	327 C
Pressão na saída	151 bar

No experimento analisado a influência do fluxo cruzado de refrigerante na estimativa de fluxo de calor crítico não é importante, como foi citado no item "Descrição dos Experimentos". Este experimento, portanto, constitui-se em um problema adequado para uma análise com o programa RELAP4.

Como continuação deste esforço de verificação da capacidade dos programas RELAP4 para estimar fluxo de calor crítico,

tenciona-se analisar transientes mais intensos para verificar tempos de condução de calor apropriados nas estruturas de calor. Tenciona-se também avaliar experimentos com fluxos de calor radial e axial não uniformes para verificar os efeitos de um canal mais quente e o impacto do fluxo cruzado de refrigerante na estimativa do fluxo de calor crítico com o programas RELAP4.

REFERENCIAS

1. R. E. Masterson, COBRA-3P: An improved version of COBRA for full core light water reactor analysis. **Nuclear Engineering and Design**, 48, 293, 1978.
2. K. V. Moore e N. H. Ketting, RELAP4-(mod3) - A computer program for transient thermal hydraulic analysis. **Aerojet Nuclear, Idaho-8341**, 1973; RELAP4-mod5 - A computer program for transient thermal hydraulic analysis of nuclear reactors and related systems. **Aerojet Nuclear, ANR-NUREG-1355**, 1978.
3. C. F. Fighetti, D. G. Reddy, Parametric study of CHF data. **EPRI NP 2609**, vols. 1, 2 e 3. Columbia University, New York, 1982.
4. R. C. Borges e G. G. de Andrade, Código CB3PMF - Análise termo-hidráulica com o método de fronteira lateral aberta. **V Encontro Nacional de Física de Reatores**, p. 465, Rio de Janeiro, RJ, 1985.
5. M. R. Galetti, A. C. Pontedeiro e A. C. O. Barroso, Verificação do modelo de simulação com o código COBRA-3P através da confrontação de resultados experimentais. **V Encontro Nacional de Física de Reatores**, p. 325, Rio de Janeiro, RJ, 1985.

ABSTRACT

The estimates of critical heat flux from the RELAP4-mod3 and RELAP4-mod5 codes are compared against experimental data. The aim is to utilize the available information in these codes and avoid extra sub-channel analyses. Experiments with uniform heat flux were chosen to verify these codes because, under such circumstances, cross flow between the channels has a minor effect on the critical heat flux. The RELAP4 results were compared with steady state experiments, and with those of the COBRA-3P code, producing good comparisons. A transient simulated with the COBRA-3P code was also well reproduced by the RELAP4 codes. The results show that for situations adequate for the RELAP4 model (uniform heat flux) the program produces good estimates of critical heat flux.