

SIMULAÇÃO NUMÉRICA SIMPLIFICADA DO CANAL QUENTE DE REATORES NUCLEARES REFRIGERADOS A SÓDIO



FRANCISCO DE ASSIS S. DA FONSECA, Faculdade de Formação de Professores da Mata Sul, Palmares, PE
ELIAS SILVA FILHO, Departamento de Energia Nuclear - UFPE, Recife, PE

RESUMO

Os valores dos parâmetros termohidráulicos que limitam o funcionamento de um reator nuclear refrigerado a sódio não são estabelecidos pelas condições médias do refrigerante no núcleo do reator e sim, pelas condições extremas no canal mais quente do núcleo. O presente trabalho visa a análise de canal quente do núcleo de reatores refrigerados a sódio, adaptando-se, para elas, um modelo simplificado já existente para canal quente de núcleo de reatores a água leve pressurizada. O modelo foi aplicado para um reator a sódio típico, obtendo-se resultados satisfatórios.

INTRODUÇÃO

O núcleo de um reator nuclear refrigerado à sódio é constituído de varetas de combustível formadas de pastilhas de dióxido de plutônio e urânio encapsuladas em tubos cilíndricos de aço inoxidável. Estas varetas são dispostas segundo um arranjo triangular (Figura 1) e distanciadas entre si, geralmente, por espaçadores helicoidais dispostos verticalmente ao longo das varetas. A região compreendida entre três varetas é chamada subcanal típico, por onde escoam o sódio exercendo a função de refrigerante.

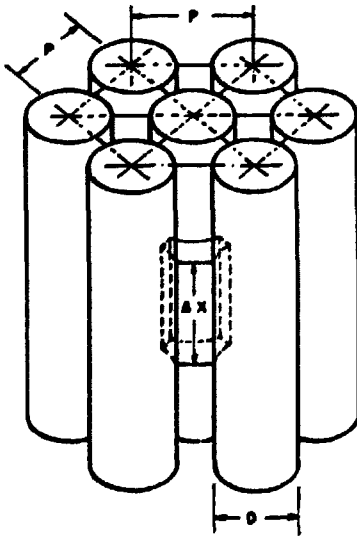


Figura 1. Arranjo triangular das varetas de combustível.

Para se garantir que sob condições normais e anormais de operação do reator não ocorrerá fusão no combustível ou danos no revestimento das varetas, tor-se necessário conhecer o comportamento dos parâmetros termohidráulicos tais como entalpia, pressão, vazão em massa do refrigerante, etc., no canal termicamente mais crítico do reator, o chamado canal quente. Esta análise é executada atualmente mediante métodos

de cálculos colocados na forma de programas de computador, tal como o COBRA IIIC[1]. Neste programa um sistema de equações diferenciais parciais de primeira ordem (equações da continuidade, energia e quantidade de movimento) é resolvido para todos os volumes de controle em que o sistema a ser analisado é dividido. As equações são resolvidas por processos iterativos até se conseguir pressão uniforme na saída de todos os subcanais determinando-se assim valores de pressão, entalpia e vazão em massa do refrigerante nas posições verticais ocupadas por cada volume de controle. Escoamento transversal (crossflow) entre subcanais causado por gradientes laterais de pressão entre eles bem como mistura turbulenta de entalpia (mixing) entre subcanais adjacentes são considerados nos cálculos. Como o núcleo do reator é constituído por um grande número de subcanais, os quais, como já foi mencionado, são divididos em volumes de controle, o cálculo termohidráulico efetuado por programas computacionais complexos como o COBRA IIIC acarreta, desta maneira, um tempo de computação relativamente grande, sendo portanto, muito dispendioso.

O presente trabalho foi desenvolvido com o intuito de se prever o comportamento dos parâmetros termohidráulicos no canal mais quente do núcleo de um reator refrigerado a sódio a partir de um modelo simplificado desenvolvido por Silva Filho e Carajilescov [2] para reatores a água leve pressurizada, adaptado para as condições de reatores a sódio. Neste modelo o núcleo do reator é modelado por, apenas, dois canais paralelos acoplados, um deles operando em condições nominais e outro nas condições mais críticas.

MODELO TEÓRICO

O modelo considera que as condições críticas do núcleo ocorrem no subcanal mais quente, determinado simplesmente por inspeção da distribuição radial de potência do núcleo. Este canal é acoplado concêntricamente a um canal nominal, Figura 2. Tal acoplamento é basicamente representado pelo escoamento transversal (crossflow). Os canais são divididos verticalmente em volumes de controle idênticos, com a extremidade superior de um volume de controle coincidindo com a extremidade inferior do volume de controle imediatamente acima.

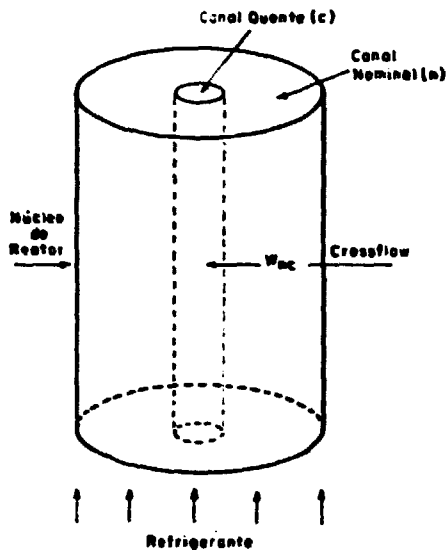


Figura 2. Acoplamento entre os canais quente e nominal.

O escoamento transversal é obtido impondo-se uma distribuição axial de pressão ao longo do canal quente igual àquela obtida para o canal nominal. Matematicamente, impõe-se

$$\bar{P}_c = \bar{P}_n \quad (1)$$

onde \bar{P}_c e \bar{P}_n são calculados pela média aritmética das pressões nas extremidades inferior (entrada) e superior (saída) dos volumes de controle dos canais quente e nominal, respectivamente.

As seguintes hipóteses são consideradas no modelo:

- as propriedades termohidráulicas do sódio no canal nominal não são alteradas pelo acoplamento com o canal quente,
- na entrada dos canais (entrada do núcleo do reator) os valores das propriedades termohidráulicas do sódio são as mesmas nos dois canais,
- o mixing turbulento entre os canais é desprezível.

A primeira hipótese é imposta devido à grande quantidade de subcanais que formam o canal nominal, o que este é tomado como sendo o núcleo do reator, comportando-se de maneira homogenizada.

A segunda hipótese é justificada pela presença da câmara plena inferior na entrada do núcleo, que homogeniza o sódio nesta região.

Já a última condição será considerada para simplificar a solução do problema. Este fato, todavia, não representa uma simplificação muito drástica uma vez que, geralmente, o efeito de redistribuição de entalpia devido ao mixing é muito pequeno comparado àquele devido ao crossflow.

As equações de conservação, em regime permanente, para cada volume de controle do canal mais quente podem ser escritas na forma:

a. Conservação de massa

$$\dot{M}_{c,1} + \dot{W}_{nc} = \dot{M}_{c,2} \quad (2)$$

b. Conservação de energia

$$\dot{M}_{c,1} H_{c,1} + \dot{Q}_c + \dot{W}_{nc} \bar{H}^* = \dot{M}_{c,2} H_{c,2} \quad (3)$$

c. Conservação de quantidade de movimento

$$A_c \cdot P_{c,1} + \dot{M}_{c,1} V_{c,1} + \dot{W}_{nc} \bar{V}^* = A_c \cdot P_{c,2} + \dot{M}_{c,2} V_{c,2} + f \cdot \frac{\Delta Z}{D_h} A_c \frac{\bar{V}_c^2}{2} + A_c \bar{\rho}_c \Delta Z g \quad (4)$$

onde

A: área do escoamento vertical

D_h : diâmetro hidráulico do canal

f: coeficiente de atrito

g: aceleração local da gravidade

H: entalpia

\dot{M} : vazão em massa do sódio

P: pressão

\dot{Q} : taxa de geração térmica no canal

V: velocidade do sódio

\dot{W}_{nc} : vazão em massa do escoamento transversal

(crossflow) do canal nominal para o canal quente.

Obviamente $\dot{W}_{nc} = -\dot{W}_{cn}$

ΔZ : altura dos volumes de controle

Os subscritos (1) e (2) indicam, respectivamente, entrada e saída dos volumes de controle e o subscrito (c) indica o canal quente. Os valores médios de velocidade (\bar{V}_c) e densidade ($\bar{\rho}_c$) em cada volume de controle são calculados pela média aritmética dos valores daqueles parâmetros na entrada e saída do volume de controle. Os parâmetros \bar{H}^* e \bar{V}^* são respectivamente entalpia e velocidade do sódio do canal doador de crossflow, definidos por

$$\bar{H}^* = \bar{H}_c = (H_{c,1} + H_{c,2})/2, \text{ se } \dot{W}_{nc} < 0 \quad (5)$$

$$\bar{H}^* = \bar{H}_n = (H_{n,1} + H_{n,2})/2, \text{ se } \dot{W}_{nc} > 0 \quad (6)$$

$$\bar{V}^* = \bar{V}_c = (V_{c,1} + V_{c,2})/2, \text{ se } \dot{W}_{nc} < 0 \quad (7)$$

$$\bar{V}^* = \bar{V}_n = (V_{n,1} + V_{n,2})/2, \text{ se } \dot{W}_{nc} > 0 \quad (8)$$

No caso de núcleos de reatores a sódio, as varas de combustível geralmente são envolvidas por espaçadores helicoidais. Neste caso um fator multiplicador M do coeficiente de atrito f é inserido na equação de quantidade de movimento. Os valores de M são determinados experimentalmente.

A primeira etapa, para aplicação do presente modelo, consiste na determinação das condições termohidráulicas no canal nominal para todos os volumes de controle. Isto é feito a partir das três equações de conservação, substituindo-se o índice c pelo índice n e impondo-se $\dot{W}_{cn} = 0$, de acordo com a hipótese (a).

A segunda etapa consiste em se determinar as condições termohidráulicas no canal quente para o primeiro volume de controle (contado a partir da entrada do canal) impondo-se $\dot{W}_{nc}^{(1)} = 0$. Calcula-se $P_{c,2}$ e em seguida $\bar{P}_c^{(1)}$ pela média aritmética de $P_{c,1}$ e $P_{c,2}$. Calcula-se a diferença entre $\bar{P}_c^{(1)}$ e \bar{P}_n do volume de controle correspondente do canal nominal. O escoamento transversal é estimado pela expressão

$$\dot{W}_{nc}^{(1)} = \dot{W}_{nc}^{(0)} + \frac{\bar{P}_n - \bar{P}_c^{(1)}}{C} \quad (9)$$

onde C é uma constante genérica. Com este valor de crossflow os cálculos com as equações de conservação são refeitos para o volume de controle em questão do canal quente. Calcula-se, então, o novo valor $\bar{P}_c^{(2)}$ e consequentemente o novo crossflow, dado por:

$$\dot{W}_{nc}^{(2)} = \dot{W}_{nc}^{(1)} + \frac{\bar{P}_n - \bar{P}_c^{(2)}}{C} \quad (10)$$

O procedimento descrito repete-se iterativamente. Após i iterações, o crossflow é dado por:

$$W_{nc}^{(i)} = W_{nc}^{(i-1)} + \frac{\bar{P}_n - \bar{P}_c^{(i)}}{C} \quad (11)$$

Este processo é interrompido quando

$$|\bar{P}_n - \bar{P}_c^{(i)}| < \epsilon \quad (12)$$

sendo ϵ um erro admissível, previamente escolhido.

Após a obtenção de convergência, pode-se passar para o cálculo do volume de controle seguinte. Observe que a constante C não tem influência no valor de W_{nc} obtido após a constatação de convergência. Sua influência é apenas notada no número de iterações necessário.

O procedimento descrito prossegue até atingir-se o topo dos canais.

As principais correlações empíricas, para o sódio, utilizadas no modelo apresentado são as mesmas da referência [1].

RESULTADOS

O método foi aplicado para o núcleo de um reator típico refrigerado a sódio da classe de potência de 300 MW (térmicos), cujos dados de projeto são apresentados na referência [3].

Os canais quente e nominal foram divididos em 20 volumes de controle, na direção do escoamento.

A Figura 3 apresenta a queda de pressão ao longo dos canais. A queda total de pressão obtida foi de 115KPa.

A Figura 4 mostra o comportamento da entalpia ao longo dos canais. A relação entre os acréscimos de entalpia nos canais quente e nominal é de cerca de 1,3, que é o mesmo valor encontrado na literatura disponível para o reator analisado.

A Figura 5 mostra que até 0,30m de altura, a vazão em massa no canal quente diminui, significando uma expulsão de refrigerante do canal quente. A partir de 0,30m, o comportamento se inverte, ocorrendo, então, uma entrada de refrigerante no canal quente. Considerando-se a distribuição média da vazão ao longo do canal quente, pode-se afirmar que ocorreu um incremento da vazão de refrigerante neste canal. Esse mesmo comportamento foi verificado também por Agrawal e Nahbar [4] na análise termohidráulica de subcanais do reator de Clinch River, onde verificou-se um incremento de vazão nos subcanais com altas taxas de calor. Isto constitui, portanto, a causa da tendência ao achatamento do perfil da temperatura do sódio, na direção radial do núcleo de reatores refrigerados com aquele metal líquido, observada na prática.

A distribuição de temperatura na superfície externa do revestimento da vareta de combustível, Figura 6, apresenta o valor máximo, igual a 603°C, enquanto que o valor encontrado na referência [3] é 616°C. A diferença de 13°C deve-se à correlação empírica empregada para cálculo do coeficiente de transferência de calor. Não foi encontrado, todavia, na literatura disponível uma correlação mais adequada que conduzisse a temperatura máxima da superfície externa do revestimento a um valor mais próximo de 616°C.

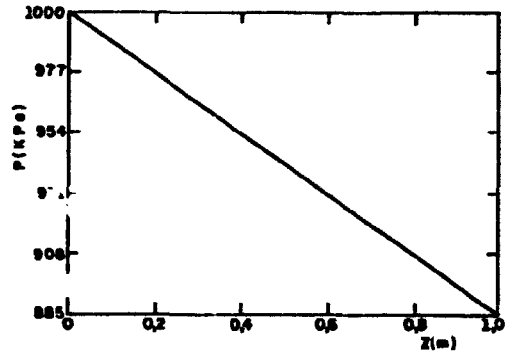


Figura 3. Queda de pressão ao longo dos canais.

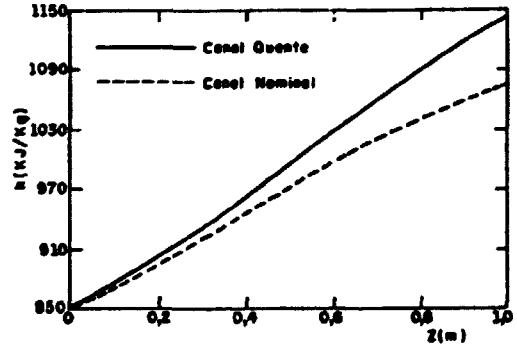


Figura 4. Entalpia ao longo dos canais.

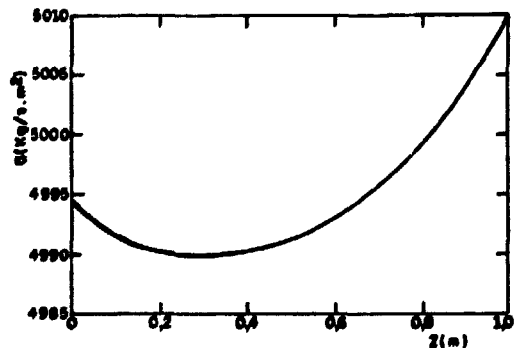


Figura 5. Vazão em massa ao longo do canal quente.

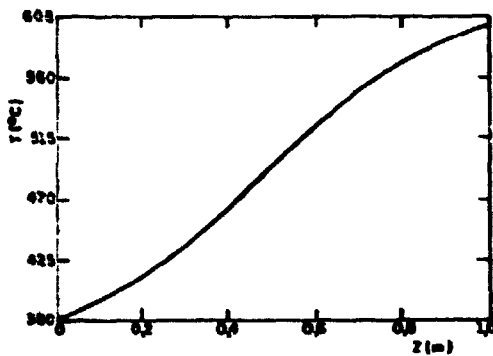


Figura 6. Temperatura na superfície do revestimento da vareta de combustível.

CONCLUSÕES

Os resultados apresentados demonstram que o modelo simplificado considerado está em condições de simular satisfatoriamente o comportamento termohidráulico do canal quente de núcleos de reatores nucleares refrigerados a sódio utilizando-se computadores de pequeno porte e necessitando-se de reduzido tempo de computação. Ainda, o presente modelo pode ser adaptado para a análise de canal quente em programas de simulação do comportamento termohidráulico de núcleos de reatores refrigerados a sódio, durante transições operacionais.

REFERÊNCIAS

- [1] Nissen, K.L., Eine Anwendung des Interkoral-analysoprogramms COBRA IIIC fuer fluessiges Natrium. Bericht GRS 81/E/24, GRS - Institut fuer Anlagentechnik, KFA (1981).
- [2] Silva Filho, E. e Carajilescov, P., Modelo de canal quente para reatores a água leve pressurizada. Revista Brasileira de Ciências Mecânicas, v.1, pp. 11-19 (1979).
- [3] Walter, A.E. and Reynolds, A.B., Fast Breeder Reactors. Pergamon Press, New York (1981).
- [4] Agrawal, A.K. and Rahbar, M.K., Dynamic Simulation of LMFBR Systems. Atomic Energy Review, v. 18, Number 2 - IAEA (1980).

ABSTRACT

The thermal-hydraulic parameter values that restrict the operation of a liquid sodium cooled reactor are not established by the average conditions of the coolant in the reactor core but by the extreme conditions of the hot channel. The present work was developed to analysis of hot channel of a sodium cooled reactor, adapting to this reactor an existent simplified model for hot channel of pressurized water reactor. The model was applied for a standard sodium reactor and the results are considered satisfactory.