



Instituto Politécnico, Nova Friburgo
August 30th - September 3rd, 2004

Paper CRE04 – MC13

Metodologia Numérica para a Análise do Escoamento Monofásico Termicamente Estratificado.

Josué Alceu de Abreu¹ e Ramón Molina Valle²

^{1e3} Departamento de Engenharia Mecânica, Universidade Federal de Minas Gerais
30.270-901, Belo Horizonte, Minas Gerais
¹josuealceu@yahoo.com, ²ramon@vesper.demec.ufmg.br

Hugo Cesar Rezende³ e Moisés Alberto Navarro⁴

^{2e4} CDTN - Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear, Caixa Postal 941
30.161-970, Belo Horizonte, Minas Gerais
³hcr@cdtn.br, ⁴navarro@cdtn.br

As tubulações horizontais das usinas nucleares, vêm apresentando um tipo especial de trinca associada à tensões devido às configurações de escoamento envolvendo estratificação térmica, que ocorrem durante os processos de partida e de desligamento da usina, assim como sob algumas condições anormais de funcionamento. A flutuação de temperatura resultante produz ciclos de carga térmica consideráveis, afetando o material do tubo, e podendo levar à falha do mesmo [Lenz et al., 1990].

O escoamento monofásico termicamente estratificado ocorre em tubulações horizontais, quando duas camadas de um mesmo líquido, uma quente e outra fria, escoam separadamente a baixas velocidades, devido à diferença entre suas densidades. Estabelecida a estratificação no fluido, a tubulação também fica submetida à diferença de temperatura entre as suas partes inferior e superior. Podem ocorrer, então, três tipos de efeitos básicos [Kim et al., 1993]: tensões axiais na tubulação, associadas ao seu encurvamento longitudinal devido à diferença entre as dilatações das partes superior e inferior da mesma; tensões circunferenciais e distorção da forma circular da seção transversal do tubo devido, igualmente, à diferença nas dilatações nas partes superior e inferior do tubo; e flutuação da temperatura na interface dos líquidos quente e frio, devido à diferença de velocidades das duas camadas, o que pode levar ao aparecimento de ondas na interface.

Estudos têm mostrado que, em determinadas tubulações de um reator nuclear, pode ocorrer o escoamento termicamente estratificado, com diferenças de temperatura da ordem de 200 °C, em uma estreita faixa em torno da interface água quente-água fria [Wolf et al., 1991]. Nessas condições, os efeitos relacionados acima levam a um desgaste estrutural bastante acentuado dessas tubulações, ameaçando a integridade das usinas nucleares [Wolf et al., 1992].

O trabalho apresentado, consiste na simulação numérica das configurações de escoamento monofásico termicamente estratificado e no estudo da influência de parâmetros característicos, tais como pressão, vazão de injeção e diferença de temperatura, sobre as mesmas, utilizando o software CFX 5.6, confrontando estes resultados com os dados obtidos pelos experimentos realizados na seção de testes montada nas dependências do CDTN.

A geometria simulada é baseada na instalação experimental existente no Laboratório de Termo-hidráulica do CDTN. A seção de testes propriamente dita constitui-se de um tubo de aço inoxidável de 141,3mm de diâmetro externo, 9,5mm de espessura de parede, 1000 mm de comprimento vertical, com um joelho de 90° e mais 2000mm de comprimento horizontal.

A modelagem do escoamento incompressível, transiente, monofásica e termicamente estratificada, em tubulações horizontais, envolve a solução das equações de conservação da massa, da energia, da quantidade de movimento, de energia cinética turbulenta (k) e da taxa de dissipação desta energia (ϵ), sendo as duas últimas equações referentes ao modelo de turbulência k -epsilon. Na modelagem utilizou-se o modelo completo para o empuxo (*Full Buoyancy Model*) que considera

tanto a densidade quanto o coeficiente de expansão térmica variáveis com a temperatura nas equações de Navier Stokes. Nesta simulação o escoamento foi considerado tridimensional e os efeitos de dissipação viscosa e transmissões de calor por radiação foram consideradas desprezíveis.

Foi gerada para o domínio, uma malha não-estruturada, com refino localizado na entrada e na saída, e nas regiões próximas à parede, utilizou-se um refino com malha estruturada. Esta malha é composta por volta de trezentos mil elementos o que equivale a cem mil nodos.

Como condições de contorno tem-se entrada e saída com velocidades prescritas, variando de 0,01m/s a 0,1m/s com a temperatura de entrada da água variando entre 20°C a 30°C. Considera-se, também, a espessura da parede que está isolada do ambiente. Como condição inicial considera-se o fluido parado à temperatura inicial de 220°C a uma pressão de 23bar.

Para o cálculo transiente do escoamento, foi necessário para garantir a convergência, um passo no tempo que varia de 0,1 a 0,2 segundos dependendo da velocidade de injeção. Para a velocidade mais baixa, o regime permanente é atingido por volta dos trezentos segundos, o que equivale a três mil passos no tempo. Nessas condições, são necessários por volta de 120 horas de processamento utilizando um computador de alta performance.

Para validar o modelo, os dados numéricos foram comparados com os resultados experimentais preliminares, referentes as três estações de medição ao longo da tubulação horizontal que possuem 94 termopares posicionados de forma a medir a temperatura do fluido desde o centro do tubo até a posição de interface fluido-estrutura e, também, medindo a temperatura da parede. Observa-se que os resultados numéricos obtiveram uma boa concordância com os dados obtidos experimentalmente.

REFERÊNCIAS

- [1] AHN, J. S.; YUNE, S. J.; Ko, Y. S.; LIM, D. J.; PARK, M. H. Numerical analysis on the turbulent natural convection in a long pipeline with thermal stratification. IN: *International Topical Meeting on Advanced Reactors Safety (ARS'97) PROCEEDINGS... v. 2. Orlando, FL (United States). 1-5 Jun 1997. American Nuclear Society, Inc., La Grange Park, IL (United States).1997. p. 967-974.*
- [2] KIM, J. H.; ROIDT, R. M.; DEARDORFF, A. F. Thermal stratification and reactor piping integrity. *Nuclear Engineering and Design, v. 139, 1993. P. 83 - 95.*
- [3] LENZ, E.; LIEBERT, A.; WIELING, N. Thermal stratification tests to confirm the applicability of laboratory data on strain-induced corrosion cracking to component behavior. IN: *Third International Atomic Energy Agency Specialists' Meeting on Subcritical Crack Growth. PROCEEDINGS... Moscow, May 14-17, 1990. P. 67 - 91.*
- [4] WOLF, L.; HÄFNER, W.; GEISS, M.; HANSJOSTEN, E.; KATZENMEIER, G. Results of HDR-experiments for pipe loads under thermally stratified flow conditions. *Nuclear Engineering and Design, v. 137. 1992. p. 387 - 404.*
- [5] WOLF, L. ; HÄFNER, W.; SPENKE, H. Fluiddynamik und thermohydraulische Abläufe in Rohrssystemen bei geschichteten ein- und zweiphasigen Strömungen; Ergebnisse von Experimenten und Berechnungen. *Battelle-Europe, Frankfurt am Main, dez. 1991. 54 p. (Beitrag Nr. VII).*