

CAPACITAÇÃO E DESENVOLVIMENTO DE GEOMETRIAS UTILIZANDO MODELADOR SÓLIDO PARA ANÁLISE NUMÉRICA EM MECÂNICA DOS FLUIDOS COMPUTACIONAL APLICADO A REATORES NUCLEARES

Caio de Castro Sakai e Delvonei Alves de Andrade
Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares – IPEN

INTRODUÇÃO

Para o estudo dos fenômenos que ocorrem em reatores nucleares é necessário o desenvolvimento de vários modelos numéricos, como por exemplo, a convecção natural ou livre que se dá quando sem a ação de dispositivos mecânicos, forças de campo atuam sobre um fluido no qual existem gradientes de densidade, promovendo empuxo e assim induzindo correntes de convecção natural [1].

Reatores nucleares refrigerados a água utilizam circuitos de circulação natural como método passivo de segurança [2,3], em situações críticas, sem qualquer controle externo, o sistema permite manutenção da segurança por suas características de funcionamento.

Alguns reatores nucleares, *Multi-Application Small Light Water Reactor (MASLWR)* [2], são dimensionados para trabalhar apenas em regime de circulação natural.

A característica do escoamento não é linear podendo apresentar instabilidades [4], conferindo complexa dinâmica [5].

OBJETIVO

O trabalho proposto consiste em capacitar o aluno bem como desenvolver novas maneiras de uso do modelador gráfico que faz parte do ANSYS-CFX[®] [6]. Este estudo é a base para desenvolvimento de modelos numéricos os quais necessariamente passam pela etapa de definição da geometria tridimensional a ser utilizada.

METODOLOGIA

Será empregado o modelador denominado *design modeler*, o qual é utilizado para criação de geometrias em três dimensões e que faz parte do ANSYS-CFX.

O trabalho consiste na exploração das possibilidades de modelagem deste modelador para definir as melhores práticas de modelagem.

As geometrias iniciais serão simplificadas, com a finalidade de fácil compreensão da ferramenta. A seguir geometrias com grau crescente de complexidade serão analisadas. Como exemplos de aplicação deste trabalho, apresentam-se as geometrias, desenvolvidas para análise do bocal de entrada do trocador de calor do reator IEA-R1 [7,8].

O estudo será realizado utilizando computadores disponíveis no Centro de Engenharia Nuclear (CEN), localizado no IPEN-CNEN/SP.

O recurso computacional disponível é adequado para execução do trabalho proposto. Entretanto, caso haja demanda computacional adicional há disponibilidade no CEN de servidores com maior capacidade computacional para lidar com condições imprevistas.

RESULTADOS

Todas as simulações realizadas através do método proposto foram bem sucedidas, resultando em dados que coincidem com cálculos teóricos dos modelos estudados.

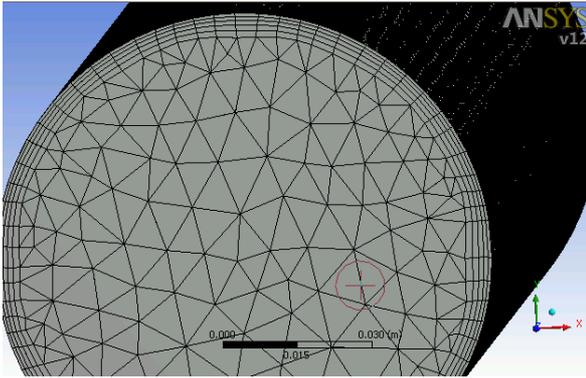


Figura 1: Malha para simulação

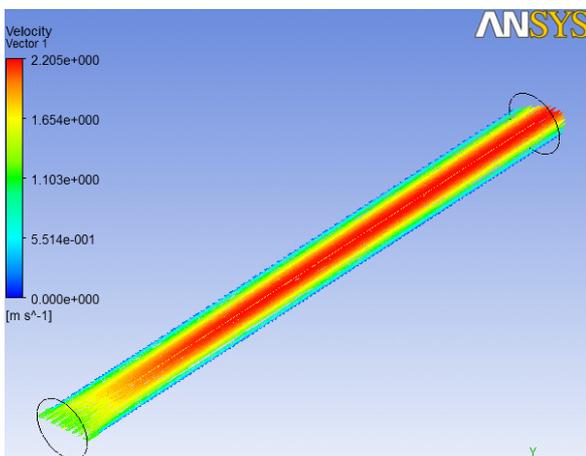


Figura 2: Gráfico de velocidade

CONCLUSÕES

Até o momento, para os modelos estudados, o *design modeler* correspondeu as expectativas proporcionando modelos confiáveis.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

1. INCROPERA, F. P.; DE WITT, D. P. **Fundamentos de Transferencia de Calor e de Massa**. 3 Edição. ed. Rio de Janeiro: LTC - Livros Técnicos e Científicos Editora S.A., 1992.

2. TECHNICAL-DOCUMENT. **Natural circulation water cooled nuclear power plants: phenomena, models, and methodology for system reliability assessments**. Austria: International Atomic Energy Agency, v. 1474, 2005. ISBN 92-0-110605-X / ISSN 1011-4289.
3. CARELLI, M. D. et al. The design and safety features of the IRIS reactor. **Nuclear Engineering and Design**, v. 230, p. 151-167, March 2004.
4. SCHUSTER, C.; ELLINGER, A.; KNORR, J. Analysis of flow instabilities at the natural circulation loop DANTON with regard non-linear effects. **Journal of Heat and Mass Transfer**, v. 36, p. 557-565, 2000.
5. BELCHIOR JR., A. et al. Two - Phase Flow Instabilities in a Natural Circulation Rectangular Loop. **8th International Conference on Nuclear Engineering**, Baltimore, 2-6 April 2000.
6. ANSYS-CFX®-11.0. **User Manual**. ANSYS Inc. Pennsylvania. 2007.
7. ANGELO, G. et al. Nuclear Research Reactor IEA-R1 Heat Exchanger Inlet Nozzle Flow - A Preliminary Study. **International Nuclear Atlantic Conference (INAC)**, Rio de Janeiro, 2 October 2009. (submitted to be published).
8. ANDRADE, D. A. D. et al. Assessment of heat exchanger inlet nozzle flow using Ansys-CFX. **Ansys South American Conference & ESSS users Meeting**, Atibaia, October 2010.

APOIO FINANCEIRO AO PROJETO

CNPq PIBIC