

# 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<sup>®</sup> [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.

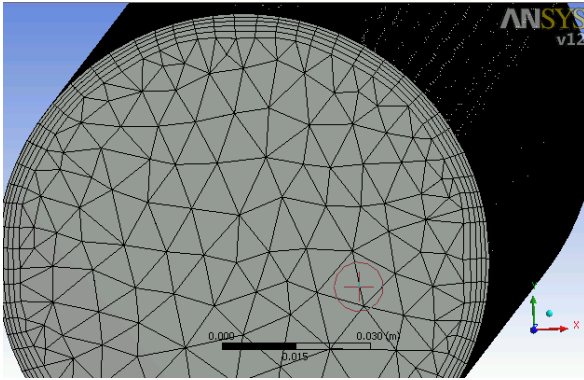


Figura 1: Malha para simulação

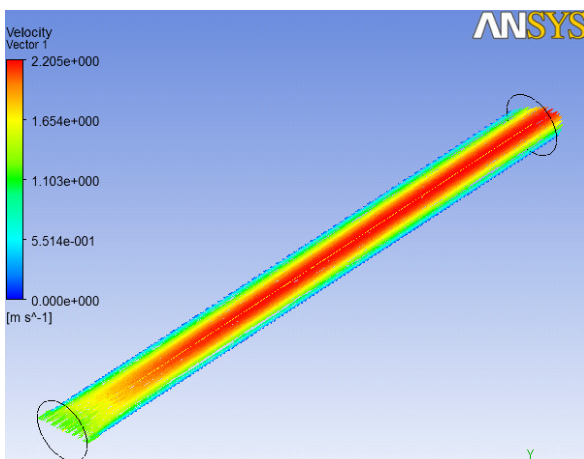


Figura 2: Gráfico de velocidade

## 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