

---

**Nome da Disciplina:** TOP033- Códigos de neutrônica para reatores nucleares

**Área de Concentração:** CTMA( ) CTMI( ) CTRA(x)

**Nível:** M/D

**Obrigatória:**

**Optativa:** X

**Carga Horária:** 32 aulas (de 50'cada) **Número de Créditos:** 2 (30 horas de aula)

**Professor(es):** Daniel Campolina.

---

## EMENTA

### Objetivo:

*Preparar o aluno para simular reatores nucleares em códigos de neutrônica, tendo domínio dos principais parâmetros envolvidos na simulação.*

### Temas:

*Interação dos nêutrons com a matéria; Efeito da temperatura nas interações; Reatores nucleares; Conceitos básicos da teoria do transporte; Teoria da difusão e métodos nodais; Fundamentos de transporte de partículas utilizando Monte Carlo; Bibliotecas de dados nucleares; Computação básica para acesso remoto, trabalho colaborativo e processamento paralelo; Moldagem e cálculo do fator de multiplicação efetivo utilizando Monte Carlo; Experimento do excesso de reatividade e margem de desligamento; Considerações estatísticas e V&V; Queima ou depleção; Exemplos de aplicações em projetos do CDTN.*

### Referências Bibliográficas:

#### Computação

- Scopatz, Anthony, and Kathryn D. Huff. *Effective computation in physics: Field guide to research with python.* " O'Reilly Media, Inc.", 2015

#### Física de reatores

- Leppänen, Jaakko. *Development of a new Monte Carlo reactor physics code.* VTT Technical Research Centre of Finland, 2007.
- Ragheb, M. "POINT REACTOR KINETICS." (2006): 1-34

#### Introdução ao transporte utilizando Monte Carlo

- Forrest Brown, "Fundamentals of Monte Carlo Particle Transport", [LA-UR-05-4983](#), (2005).
- R. Brewer, Editor, "Criticality Calculations with MCNP5: A Primer", [LA-UR-09-00380](#) (2009)

#### Queima

- 
- M.L. Fensin, J.S. Hendricks, G.W. McKinney, "**Monte Carlo Burnup Interactive Tutorial**:", ANS 2009 Student Meeting, Gainesville, FL, [LA-YR-09-02051](#) (2009).
  - H.R. Trellue, M.L. Fensin, J.D. Galloway, "**Production and Depletion Calculations Using MCNP**", [LA-UR-12-25804](#) (2012)

**Composição material**

- R.J. McConn, C.J. Gesh, R.T. Pagh, R.A. Rucker, R.G. Williams , "**Compendium of Material Composition Data for Radiation Transport Modeling**", Revision 1, [PNNL-15870 Rev. 1](#) (2011).

**Manuais**

- GOORLEY, TIM. Monte Carlo N Particle Transport Code System Including MCNP6. 1, MCNP5-1.60, MCNPX-2.7. 0 and Data Libraries. No. MCNP6. 1/MCNP5/MCNPX-EXE; 004380MLTPL00. Oak Ridge National Laboratory (ORNL), Oak Ridge, TN (United States), 2013.
- B.T. Rearden M.A. Jessee, Editors. SCALE Code System. ORNL/TM-2005/39 Version 6.2.3 (2018).
- Leppänen, Jaakko. "Serpent—a continuous-energy Monte Carlo reactor physics burnup calculation code." VTT Technical Research Centre of Finland 4 (2013).