

---

**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:** 30 horas

**Número de Créditos:** 02

**Professor (es) :** Daniel de Almeida Magalhães 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).