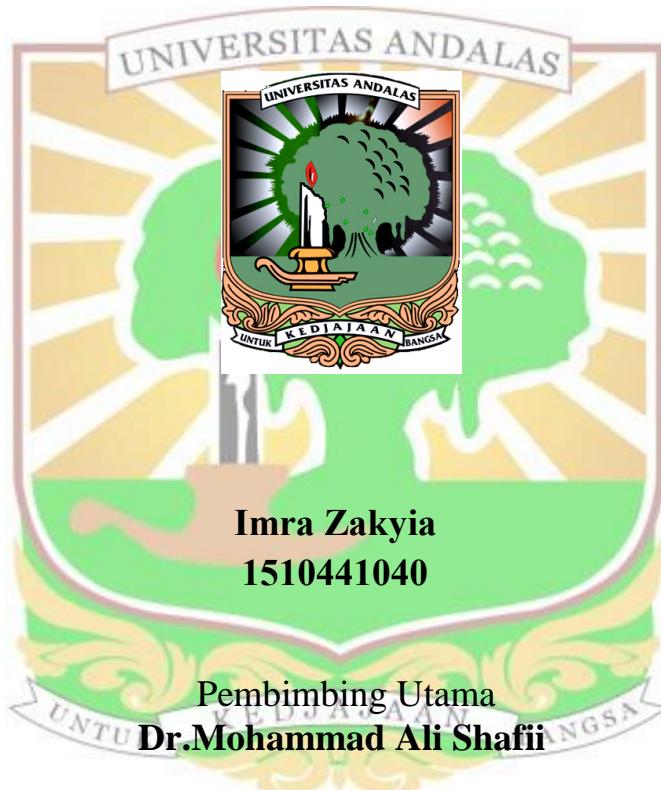


**ANALISIS DISTRIBUSI FLUKS NEUTRON PADA TERAS  
REAKTOR BERBENTUK SLAB MENGGUNAKAN  
PERSAMAAN DIFUSI MULTIGRUP SATU DIMENSI  
DENGAN METODE GAUSS-SEIDEL**

**SKRIPSI**



**JURUSAN FISIKA  
FAKULTAS MATEMATIKA DAN ILMU PENGETAHUAN ALAM  
UNIVERSITAS ANDALAS  
PADANG**

**2020**

# **ANALISIS DISTRIBUSI FLUKS NEUTRON PADA TERAS REAKTOR BERBENTUK SLAB MENGGUNAKAN PERSAMAAN DIFUSI MULTIGRUP SATU DIMENSI DENGAN METODE GAUSS-SEIDEL**

## **ABSTRAK**

Telah dilakukan penelitian mengenai distribusi fluks neutron dan nilai koefisien difusi neutron sebagai fungsi energi dalam persamaan difusi neutron multigrup satu dimensi. Jenis reaktor yang digunakan adalah reaktor cepat dengan teras berbentuk *slab* dan bahan bakar yang digunakan yaitu U-PuN. Penelitian ini menggunakan penampang lintang makroskopik di level sel bahan bakar sebagai masukan awal untuk 70 grup energi. Data *library* yang digunakan adalah JFS-3- J33 70 grup energi yang merupakan data dari kode komputer SLAROM dari JAEA Jepang. Rentang energi dibagi ke dalam tiga daerah grup energi yaitu grup energi cepat, grup energi menengah dan grup energi rendah. Metode iterasi yang digunakan dalam penelitian ini adalah metode iterasi *Gauss-Seidel*. Hasil penelitian menunjukkan bahwa distribusi fluks pada grup energi cepat untuk bahan bakar U-235 dan Pu-239 berkisar antara  $32,96 \text{ n/s cm}^2$  sampai  $121,95 \text{ n/s cm}^2$ . Distribusi fluks neutron pada grup energi cepat memiliki nilai fluks neutron berubah seiring dengan kenaikan energi grup, sedangkan pada grup energi menengah dan energi rendah *overlap* disetiap grup energi. Hasil perhitungan nilai koefisien difusi terhadap fungsi energi didapatkan bahwa nilai koefisien difusi U- 235 dan Pu-239 hampir sama, sedangkan untuk U-238 diperoleh nilai koefisien difusi yang lebih kecil. Perbedaan nilai ini terjadi karena U-238 merupakan bahan fertill.

Kata Kunci : distribusi flux neutron, koefisien difusi neutron, penampang lintang makroskopik, grup energi, *slab*

# **ANALYSIS OF NEUTRON FLUX DISTRIBUTION IN THE SLAB GEOMETRY REACTOR USING ONE DIMENSIONAL MULTIGROUP DIFFUSION EQUATION WITH THE GAUSS SEIDEL METHOD**

## **ABSTRACT**

Research on the distribution of the neutron flux and the neutron diffusion coefficient values has been carried out as a function of energy in the one-dimensional multigroup neutron diffusion equation. The type of reactor used is a fast reactor with a slab shaped reactor core and the fuel used is U-PuN. The study used macroscopic cross sections at the fuel cell level as an initial input for 70 energy groups. The data library used is JFS-3-J33 70 energy groups which is the library data of SLAROM computer codes from JAEA Japan. The energy range is divided into three regions of energy groups namely fast energy groups, medium energy groups and low energy groups. The iteration method used in this study is the Gauss-Seidel iteration method. The results showed that the flux distribution in the fast energy group for U-235 and Pu-239 fuels ranged from  $32.96 \text{ n}/\text{scm}^2$  to  $121.95 \text{ n}/\text{scm}^2$ , whereas in the intermediate energy group and thermal energy group overlaps each other. The distribution of neutron flux in the fast energy group has a more accurate value compared to the medium and low energy groups because this study is designed for fast reactors. The calculation results of the diffusion coefficient on the energy function found that the diffusion coefficient of U-235 and Pu-239 were almost the same, while for U-238 the value of the diffusion coefficient was smaller than ones. This difference in value occurs because U-238 is fertile material.

Keywords: neutron flux distribution, neutron diffusion coefficient, macroscopic cross section, energy groups, slab