

**ANALISIS LINTASAN BEBAS RATA-RATA NEUTRON PADA
TERAS REAKTOR BERBENTUK *SLAB* MENGGUNAKAN
PERSAMAAN DIFUSI MULTIGRUP SATU DIMENSI**

SKRIPSI

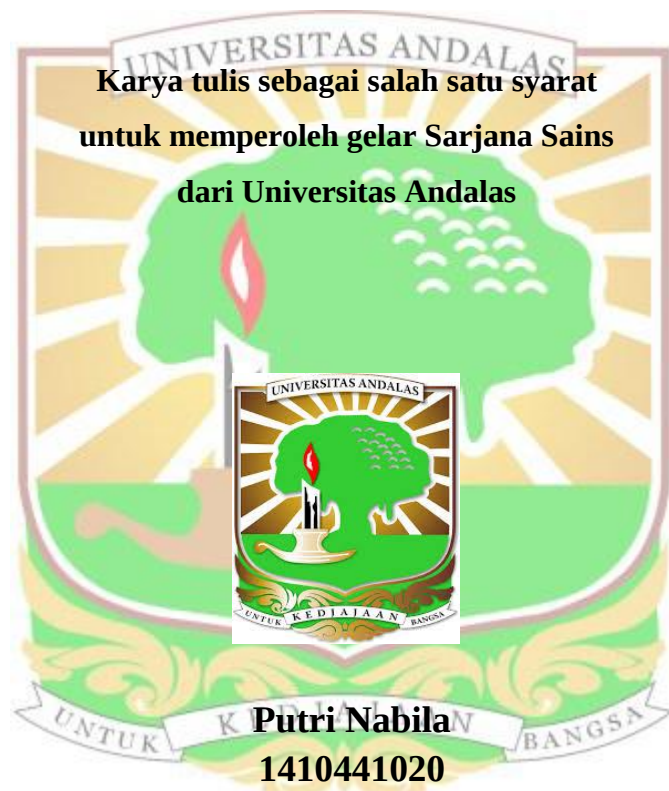


**JURUSAN FISIKA
FAKULTAS MATEMATIKA DAN ILMU PENGETAHUAN ALAM
UNIVERSITAS ANDALAS
PADANG**

2021

**ANALISIS LINTASAN BEBAS RATA-RATA NEUTRON PADA
TERAS REAKTOR BERBENTUK *SLAB* MENGGUNAKAN
PERSAMAAN DIFUSI MULTIGRUP SATU DIMENSI**

SKRIPSI



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

2021

PERSETUJUAN PEMBIMBING

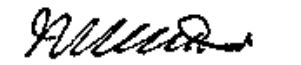
Judul Proposal Penelitian : Analisis Lintasan Bebas Rata-Rata Neutron
pada Teras Reaktor Berbentuk *Slab* Menggunakan
Persamaan Difusi Multigrup Satu Dimensi

Nama Mahasiswa : Putri Nabila

Nomor BP : 1410441020

telah disetujui untuk diseminarkan pada tanggal 30 November 2021
oleh,

Pembimbing,



Dr. Mohammad Ali Shafii
NIP. 197006121997021002



SKRIPSI

ANALISIS LINTASAN BEBAS RATA-RATA NEUTRON PADA TERAS REAKTOR BERBENTUK SLAB MENGGUNAKAN PERSAMAAN DIFUSI MULTIGRUP SATU DIMENSI

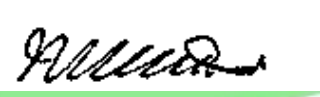
disusun oleh:

Putri Nabila
1410441020

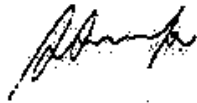
Telah dipertahankan di depan Tim Penguji
pada tanggal 30 November 2021

Tim Penguji

Pembimbing Utama


Dr. Mohammad Ali Shafii
NIP. 197006121997021002

Penguji I



Dr. Imam Taufiq
NIP. 196904231997021001

Penguji II



Dr. Dian Fitriyani
NIP. 197012151999032001

Penguji III



Dwi Pujiastuti, M.Si
NIP. 196908021994122002

PERNYATAAN KEASLIAN NASKAH

Saya yang bertanda tangan di bawah ini:

Nama : Putri Nabila

BP : 1410441020

Jurusan/Program Studi : Fisika/S1

Fakultas : Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam

Dengan ini menyatakan dengan sebenarnya bahwa skripsi dengan judul: **Analisis Lintasan Bebas Rata-Rata Neutron pada Teras Reaktor Berbentuk Slab Menggunakan Persamaan Difusi Multigrup Satu Dimensi** adalah benar-benar merupakan hasil karya saya sendiri, bebas dari plagiat terhadap karya orang lain. Apabila di kemudian hari terbukti bahwa dalam skripsi ini terkandung ciri-ciri plagiat dan bentuk-bentuk peniruan lainnya yang dianggap melanggar peraturan, maka saya bersedia menerima sanksi sesuai dengan ketentuan yang berlaku. Demikian surat pernyataan ini saya buat untuk dipergunakan sebagaimana mestinya.

Padang, 14 Desember 2021

Yang membuat pernyataan,



(Putri Nabila)

ANALISIS LINTASAN BEBAS RATA-RATA NEUTRON PADA TERAS REAKTOR BERBENTUK *SLAB* MENGGUNAKAN PERSAMAAN DIFUSI MULTIGRUP SATU DIMENSI

ABSTRAK

Telah dilakukan analisis lintasan bebas rata-rata neutron (LBR) pada teras reaktor berbentuk *slab* menggunakan persamaan difusi multigrup satu dimensi. Penelitian ini bertujuan untuk menentukan LBR dengan pendekatan difusi menggunakan data penampang lintang makroskopik di level sel bahan bakar nuklir dan distribusi fluks neutron untuk menghitung koefisien difusi neutron sehingga diperoleh nilai LBR. Jenis reaktor yang digunakan adalah reaktor cepat dengan teras berbentuk *slab* dengan bahan bakar U-PuN. Pada penelitian ini dilakukan perhitungan koefisien difusi neutron dan LBR neutron untuk 70 grup energi dengan pembagian grup energi yaitu grup energi cepat, grup energi menengah dan grup energi termal. Hasil penelitian menunjukkan bahwa nilai LBR untuk bahan bakar U-235 dan Pu-239 diperoleh hampir sama pada semua grup energi, yaitu pada grup energi cepat berkisar antara $0,11 \times 10^{-2}$ cm hingga $0,17 \times 10^{-2}$ cm, pada grup energi menengah $0,16 \times 10^{-2}$ cm hingga $1,78 \times 10^{-2}$ cm, dan pada grup energi termal $0,4 \times 10^{-2}$ cm hingga $8,04 \times 10^{-2}$ cm. Nilai LBR untuk U-238 jauh lebih kecil dari pada bahan bakar U-235 dan Pu-239 yaitu berkisar antara $0,035 \times 10^{-2}$ cm hingga $0,36 \times 10^{-2}$ cm. Hal ini dapat dipahami, karena U-238 merupakan bahan fertil.

Kata kunci: fluks neutron, grup energi, koefisien difusi neutron, lintasan bebas rata-rata neutron, penampang lintang makroskopik

ANALYSIS OF NEUTRON MEAN FREE PATH IN THE SLAB GEOMETRY OF REACTOR CORE USING ONE-DIMENSIONAL MULTI-GROUP DIFFUSION EQUATION

ABSTRACT

Analysis of neutron mean free path in the slab geometry of reactor core using one-dimensional multigroup diffusion equation has been performed. This research purpose to determine neutron mean free path by the diffusion approximation using macroscopic cross section data at the level of nuclear fuel cell and neutron flux distribution as the initial input to calculate the neutron diffusion coefficient to get the neutron mean free path. The type of reactor used in this research is a fast reactor with slab geometry of reactor core using U-PuN fuel. In this research, the calculation of neutron diffusion coefficient and neutron mean free path are performed for 70 groups energy of neutron that classification in the fast, intermediate and thermal energy. The result indicates that the neutron mean free path for U-235 and Pu-239 fuel obtained almost the same at all energy groups with the value in the fast energy groups in between $0,11 \times 10^{-2}$ cm to $0,17 \times 10^{-2}$ cm, in the intermediate energy groups is $0,16 \times 10^{-2}$ cm to $1,78 \times 10^{-2}$ cm, and in the thermal energy groups is $0,4 \times 10^{-2}$ cm to $8,04 \times 10^{-2}$ cm. The neutron mean free path for U-238 fuel is much smaller than U-235 and Pu-239 with the value is $0,035 \times 10^{-2}$ cm to $0,36 \times 10^{-2}$. This is understandable, because U-238 is a fertile material.

Keywords: neutron flux, energy group, neutron diffusion coefficient, neutron mean free path, macroscopic cross section

