

## Analisis Distribusi Fluks Neutron pada Reaktor Berbentuk Slab Menggunakan Persamaan Difusi Multigrup Satu Dimensi dengan Metode Gauss-Seidel

Imra Zakyia\*, Mohammad Ali Shafii

Laboratorium Fisika Nuklir, Jurusan Fisika

Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam Universitas Andalas

Kampus Unand Limau Manis, Padang 25163 Indonesia

### Info Artikel

#### Histori Artikel:

Diajukan: 19 Maret 2020

Direvisi: 10 Mei 2020

Diterima: 4 Juni 2020

#### Kata kunci:

distribusi flux neutron  
penampang lintang makroskopik  
grup energi  
slab

#### Keywords:

neutron flux distribution  
macroscopic cross section  
energy group  
slab

#### Penulis Korespondensi:

Imra Zakyia

Email: [imza8.iz@gmail.com](mailto:imza8.iz@gmail.com)

### ABSTRAK

Telah dilakukan penelitian mengenai distribusi fluks neutron 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 neutron 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 termal. Metode iterasi yang digunakan dalam penelitian ini adalah metode iterasi Gauss-Seidel. Hasil penelitian menunjukkan bahwa distribusi fluks neutron pada grup energi cepat untuk bahan bakar U-235 dan Pu-239 berkisar antara 32,96 n/s cm<sup>2</sup> sampai 121,95 n/s cm<sup>2</sup>, sedangkan pada grup energi menengah terjadi tumpang tindih antar grup energi dan pada grup energi termal distribusi fluks neutron untuk U-238 lebih rendah dibandingkan dengan U-235 dan Pu-239. Perbedaan nilai ini terjadi karena U-238 merupakan bahan fertil. Distribusi fluks neutron pada grup energi cepat memiliki nilai lebih akurat dibandingkan dengan grup energi menengah dan termal karena penelitian ini didesain untuk reaktor cepat.

Research on the distribution of the neutron flux in the one-dimensional multigroup neutron diffusion equation has been done. 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 initial input for 70 neutron energy groups. The data library used is JFS-3-J33 70 energy groups, the library data of SLAROM computer codes from JAEA Japan. The energy range is divided into three regions of neutron energy groups, namely fast, medium, and thermal 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 n/s cm<sup>2</sup> to 121.95 n/s cm<sup>2</sup>, whereas in the intermediate neutron energy group overlaps each other and in the thermal energy group the U-238 neutron flux distribution is lower than U-235 and Pu-239. This difference in value occurs because U-238 is fertile material. The distribution of neutron flux in the fast energy group has a more accurate value compared to the medium and thermal energy groups because this study is designed for fast reactors.

Copyright © 2020 Author(s). All rights reserved

## I. PENDAHULUAN

Bagian yang paling rumit dalam analisis sistem reaktor nuklir adalah masalah transport neutron yang digambarkan sebagai persamaan transport integro-diferensial dengan variabel energi, ruang dan waktu. Masalah transport neutron ini sangat penting untuk diselesaikan karena distribusi neutron berkaitan dengan distribusi daya reaktor. Salah satu pendekatan yang paling sederhana dalam penyelesaian transport neutron adalah dengan pendekatan persamaan difusi. Penyelesaian persamaan difusi ini memberikan bentuk distribusi fluks neutron terhadap ruang dan energi.

Beberapa penelitian yang terkait dengan distribusi fluks neutron menggunakan persamaan difusi adalah Shafii dkk. (2019). Penelitian tersebut menggunakan metode Jacobi untuk menghitung distribusi fluks neutron sebagai variasi jarak ekstrapolasi. Selain itu, Yulianti (2008) menggunakan persamaan difusi multigrup satu dimensi yang bergantung waktu dengan metode *direct* untuk analisis kecelakaan reaktor pada reaktor cepat. Kemudian, Usman (2017) melakukan perhitungan matriks probabilitas tumbukan neutron serta distribusi fluks neutron di dalam geometri *slab* pada sel bahan bakar nuklir U-235 dan U-238 dalam kondisi homogen dan tidak homogen. Dari penelitian ini didapatkan hasil bahwa semakin besar nilai penampang lintang *removal* maka semakin kecil nilai fluks neutronnya pada setiap *region*. Perhitungan persamaan difusi dengan metode Jacobi juga telah dilakukan oleh Wau (2014), sedangkan Taufiq (2014) menggunakan metode iterasi SOR. Berbeda dengan penelitian sebelumnya, penelitian ini menganalisis distribusi fluks neutron pada teras reaktor berbentuk *slab* menggunakan persamaan difusi multigrup dengan menggunakan iterasi *Gauss-Seidel*.

Fluks neutron merupakan parameter yang sangat penting dalam reaktor nuklir. Mengingat rentang energinya yang cukup besar, maka penyelesaiannya dibuat menggunakan pendekatan multigrup energi neutron. Untuk itu dilakukan tinjauan distribusi fluks neutron sebagai fungsi energi dalam persamaan difusi multigrup satu dimensi pada kasus teras reaktor berbentuk *slab* dengan jumlah *mesh* yang telah ditentukan.

Penelitian dimulai dengan menghitung fluks neutron di tingkat sel bahan bakar U-PuN dengan membaca hasil perhitungan tampang lintang makroskopik yang diperoleh dari penelitian Aini (2014). Fluks neutron 70 grup energi ini selanjutnya menjadi masukan awal dalam persamaan difusi. Jenis reaktor yang digunakan dalam penelitian ini adalah jenis reaktor cepat berbentuk geometri *slab* tinggi tak berhingga. Data *library* yang digunakan dalam penelitian ini adalah JFS-3-J33 70 grup energi yang merupakan data dari kode komputer SLAROM dari JAEA Japan. Penelitian ini berupa pengembangan program komputasi nuklir menggunakan metode iterasi *Gauss-Seidel* dalam bahasa pemrograman Pascal. Selain itu, dalam penelitian ini ditinjau koefisien difusi sebagai fungsi energi.

Persamaan difusi menggambarkan hubungan antara laju produksi, laju serapan dan laju bocoran. Produksi neutron dalam suatu elemen volume, berasal dari hasil reaksi fisi, peristiwa hamburan inelastik (*removal inelastic scattering*), dan sumber neutron di luar elemen. Serapan neutron disebabkan karena reaksi absorpsi neutron oleh inti-inti atom medium dan adanya bocoran neutron disebabkan karena hamburan yang keluar menuju elemen ruang lain atau keluar dari batas luar medium.

Penurunan persamaan difusi menggunakan konsep keseimbangan jumlah neutron yang masuk dan neutron yang keluar dari teras.

$$\begin{bmatrix} \text{Laju} \\ \text{perubahan} \\ \text{jumlah} \\ \text{neutron} \\ \text{grup}(g) \end{bmatrix} = - \begin{bmatrix} \text{perubahan} \\ \text{karena} \\ \text{leakage} \end{bmatrix} - \begin{bmatrix} \text{perubahan} \\ \text{karena} \\ \text{absorpsi} \\ \text{(g)} \end{bmatrix} + \begin{bmatrix} \text{sumber} \\ \text{neutron} \\ \text{dari} \\ \text{fisi} \\ \text{(g)} \end{bmatrix} - \begin{bmatrix} \text{neutron} \\ \text{hilang} \\ \text{karena} \\ \text{hamburan} \\ \text{(g)} \end{bmatrix} - \begin{bmatrix} \text{neutron} \\ \text{masuk} \\ \text{karena} \\ \text{hamburan} \\ \text{(g)} \end{bmatrix} \quad (1)$$

Indeks *g* menunjukkan indeks untuk grup energi. Tanda (-) menunjukkan jumlah neutron berkurang, sedangkan tanda (+) menunjukkan jumlah neutron bertambah. Bentuk matematis dari Persamaan (1) dapat ditulis sebagai: (Deuderstadt dan Hamiltonian, 1976).

$$\frac{1}{v} \frac{\partial \phi_g}{\partial t} = \bar{\nabla} \cdot D_g \bar{\nabla} \phi_g - \sum_{ag} \phi_g + S_g - \sum_{sg} \phi_g - \sum_{g'}^n \sum_{sgg^i} \phi_{g^i} \quad (2)$$

dengan  $D_g$  tetapan difusi grup  $g$ ,  $\Sigma_g^i$  penampang lintang makroskopis grup  $g$  dari jenis reaksi  $i$ ,  $v\Sigma_{fg}$  probabilitas terjadinya reaksi fisi tiap detik pada grup  $g$ ,  $\phi_g$  fluks neutron yang bergantung pada ruang dan energi pada grup  $g$  dan  $k_{eff}$  faktor multiplikasi efektif.

Perubahan neutron yang hilang karena absorpsi dan karena scattering dapat dituliskan pada Persamaan (2) sebagai suku *removal*, yaitu:

$$\sum_{Rg} \phi_g = \sum_{ag} \phi_g + \sum_{sg} \phi_g \quad (3)$$

Persamaan (4) dalam keadaan *steady state*, yakni tidak bergantung dengan waktu, suku laju perubahan jumlah neutron sama dengan nol,

$$\frac{1}{v} \frac{\partial \phi_g}{\partial t} = 0 \quad (4)$$

Sehingga persamaan difusi multigrup pada keadaan *steady state* dapat dituliskan dengan Persamaan (5) berikut.

$$-\bar{\nabla} \cdot D_g \bar{\nabla} \phi_g + \sum_{Rg} \phi_g = \frac{\chi}{k_{eff}} \sum_{g^i}^n v_{g^i} \sum_{fg^i} \phi_{g^i} + \sum_{g^i}^n \sum_{sgg^i} \phi_{g^i} \quad (5)$$

Pada kasus *steady state* dan satu dimensi dapat ditulis Persamaan (6) sebagai berikut:

$$-D_g \nabla^2 \phi_g(x) + \sum_{ag} \phi_g(x) = \frac{1}{k_{eff}} v \sum_{fg} \phi_g(x) \quad (6)$$

Persamaan (7) adalah evaluasi nilai fluks secara numerik dilakukan dengan menggunakan Metode *Gauss-Seidel*: (Deuderstadt dan Hamiltonian, 1976).

$$\phi_{ig}^{n+1} = \frac{1}{D_g k_{eff}} S_g + \frac{\phi_{(i+1)g}^n + \phi_{(i-1)g}^{n+1}}{\Delta x^2} \quad (7)$$

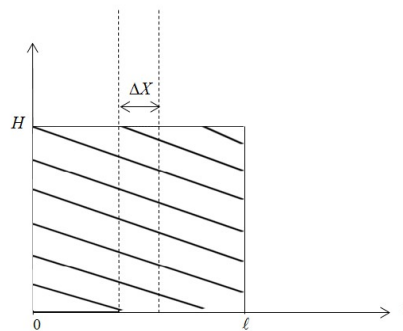
## II. METODE

### 2.1 Spesifikasi Desain Reaktor

Bahan bakar yang akan digunakan dalam penelitian ini adalah campuran U-PuN. Desain sel secara lengkap tersaji dalam Tabel 1. Desain teras reaktor berbentuk slab tak berhingga tingi dengan jarak pada sumbu x yaitu 0 sampai l dengan asumsi bahwa di dalam  $\Delta x$  tersusun bahan bakar dapat dilihat pada Gambar 1.

**Tabel 1** Spesifikasi desain sel bahan bakar nuklir

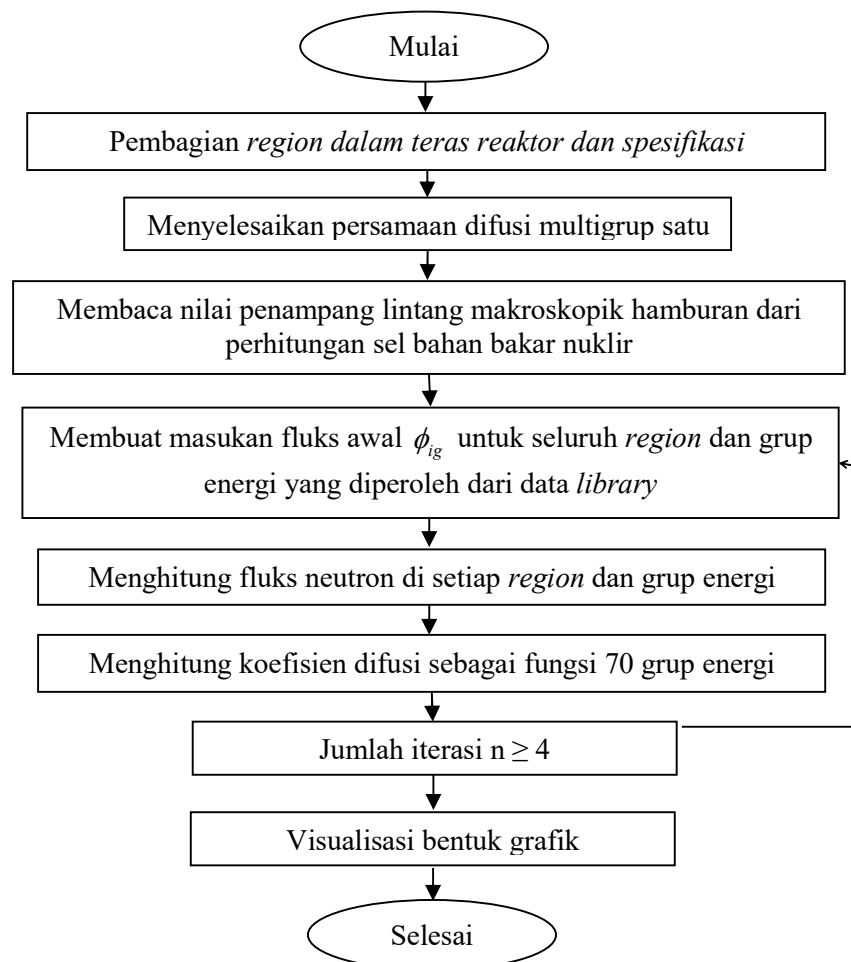
Parameter	Spesifikasi
Bahan bakar	Uranium-Plutonium Nitride (U-PuN)
Bentuk sel	Silinder 1D
Struktur material Pendingin	Stainless steel
Diameter pin bahan bakar	Timbal-Bismuth (Pb-Bi)
Tebal <i>cladding</i>	1,134 cm
Temperatur rata-rata	0,11 cm
Fraksi volume sel: bahan bakar	1383K
Struktur pendingin	61,73%
	19,49%
	18,87%



Gambar 1 Desain teras reaktor berbentuk slab dengan tinggi tak berhingga

## 2.2 Teknik Penelitian

Perhitungan nilai distribusi fluks neutron dilakukan dalam langkah-langkah seperti pada Gambar 2. Persamaan difusi multigrup satu dimensi diselesaikan untuk mendapatkan nilai fluks awal. Setelah persamaan untuk nilai distribusi fluks neutron baru diperoleh maka dilakukan pembacaan penampang lintang makroskopik hamburan untuk 70 grup energi dan dengan isotop bahan bakar U-235, U-238 dan Pu-239 dari data yang sudah ada. Nilai penampang lintang makroskopik hamburan dijadikan sebagai nilai masukan pada perhitungan fluks awal, perhitungan fluks awal menggunakan Persamaan 7 dengan nilai koefisien difusi dianggap sebuah tetapan. Semua perhitungan dilakukan dengan bahasa pemrograman Pascal.



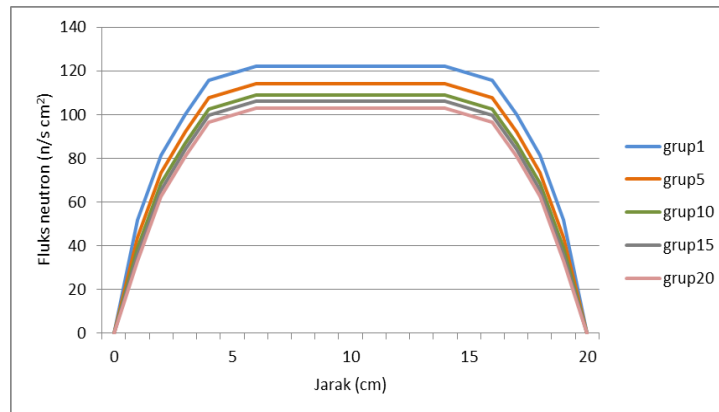
Gambar 2 Langkah-langkah Penelitian

### III. HASIL DAN DISKUSI

Perhitungan nilai distribusi fluks neutron untuk 20 grup energi ini dengan jarak ekstrapolasi yang digunakan pada perhitungan adalah 20 cm dengan syarat batas 0-0.

#### 3.1 Distribusi Fluks Neutron pada U-235

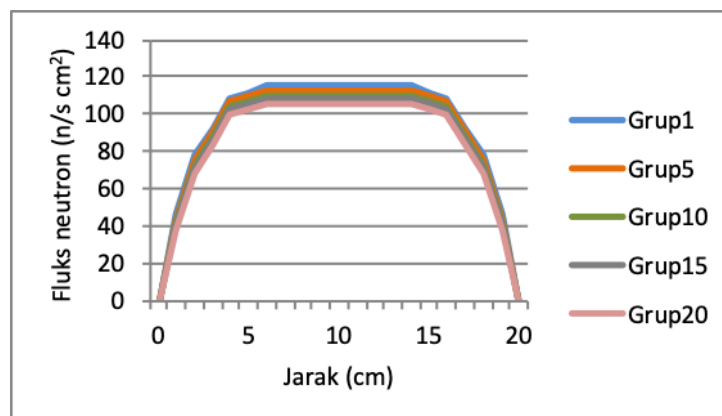
Hasil penelitian menunjukkan bahwa nilai distribusi fluks neutron pada grup energi tinggi yaitu grup 1 sampai grup 20 dengan jarak ekstrapolasi 20 cm yaitu berbanding lurus, semakin tinggi grup maka semakin besar nilai distribusi fluks neutron. Hal yang sangat mempengaruhi hasil ini adalah nilai masukan penampang lintang makroskopik hamburan.



Gambar 3 Grafik hubungan distribusi fluks neutron terhadap jarak ekstrapolasi U-235

#### 3.2 Distribusi Fluks Neutron pada U-238

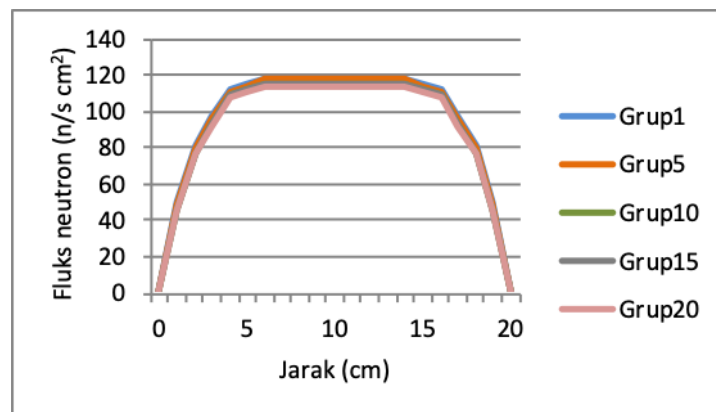
Hasil penelitian menunjukkan bahwa nilai distribusi fluks neutron pada grup energi tinggi isotop bahan bakar U-238 hampir memiliki nilai yang sama setiap grup energi. Hal ini dipengaruhi oleh nilai penampang lintang makroskopik hamburan pada U-238 dari grup 1 sampai grup 20 berbanding lurus yang biasanya disebabkan karena U-238 merupakan bahan fertil yaitu bahan yang bisa berfisi setelah ditembak dengan neutron berenergi tinggi.



Gambar 4 Grafik hubungan distribusi fluks neutron terhadap jarak ekstrapolasi U-238

#### 3.3 Distribusi Fluks Neutron pada Pu-239

Hasil penelitian menunjukkan bahwa nilai distribusi fluks neutron pada grup energi tinggi isotop bahan bakar Pu-239 memiliki rentang yang sama dengan U-235 karena nilai penampang lintang makroskopik U-235 dan Pu-239 memiliki rentang yang sama. Hal ini disebabkan karena Pu-239 merupakan isotop hasil dari U-238 yang telah berfisi.



Gambar 5 Grafik hubungan distribusi fluks neutron terhadap jarak ekstrapolasi Pu-239

#### IV. KESIMPULAN

Berdasarkan hasil penelitian yang dilakukan dengan jarak ekstrapolasi 20 cm dapat disimpulkan bahwa pada U-235 dan Pu-239 diperoleh nilai distribusi fluks neutron di level energi tinggi berada pada rentang 32,96 n/s cm<sup>2</sup> sampai 121,95 n/s cm<sup>2</sup> sedangkan pada U-238 diperoleh nilai yang lebih kecil, hasil ini dipengaruhi oleh nilai penampang lintang makroskopik hamburan. Perbedaan nilai pada U-238 terjadi karena U-238 merupakan bahan fertil.

#### DAFTAR PUSTAKA

- Aini, N., Shafii, M. A., dan Putra, A., Pola Penampang Lintang Makroskopik Total Dalam Sel Bahan Bakar Nuklir, *Jurnal Ilmu Fisika*, 6(1), 25-29 (2014).
- Duderstadt, J.J. dan Hamilton, L.J., *Nuclear Reactor Analysis* (John Wiley and Sons, Inc., New York, 1976) hal. 285-311.
- Shafii, M.A., Su'ud, Z., Waris, A., dan Kurniasih, N., Nuclear Fuel Cell Calculation Using Collision Probability Method with Linear Non Flat Flux Approach, *World Journal of Nuclear Science and Technology*, 2(1), 49-53 (2012).
- Shafii, M.A., Yunanda, W.W., Fitriyani, D., dan Pramuditya, S., Neutron Flux Distribution calculation spatial mesh of finite slab Geometry using one-dimensional diffusion equation, *AIP Conference Proceedings*, 2019.
- Taufiq, I., Komputasi Paralel Persamaan Difusi Neutron Pada Reaktor Cepat Dengan Menggunakan Intel Threading Building Blocks, *Jurnal Ilmu Fisika*, 3(1), 38-47 (2011).
- Usman, J. dan Shafii, M.A., Perhitungan Matriks Pij dan Distribusi Fluks Neutron pada Sel Bahan Bakar Nuklir U-235 dan U-238 berbentuk slab menggunakan MOC, *Jurnal Fisika UNAND*, 6(1), 77-80 (2017).
- Wau, F.M.B., Taufiq, I., dan Afdal, Solusi Numerik Persamaan Difusi Neutron Pada Teras Reaktor Nuklir Dengan Metode Iterasi Jacobi Paralel Menggunakan Openmp, *Jurnal Ilmu Fisika*, 6(1), 8-17 (2014).
- Yulianti, Y., Su'ud, Z., Waris, A., dan Khotimah, S.N., Analisis Persamaan Difusi Ruang-Waktu Silinder 1-Dimensi Pada Kecelakaan Reaktor Utop (Unprotected Transient Over Power) Untuk Jenis Reaktor Cepat, *Jurnal Sains MIPA*, 15(2), 100-110 (2009).
- Yunanda, W.W. dan Shafii, M.A., Analisis Koefisien Difusi Neutron terhadap Jarak Ekstrapolasi dalam Persamaan Difusi Multigrup Satu Dimensi, *Jurnal Fisika Unand*, 8(4), 362-367 (2019).