

SOLUSI PERSAMAAN DIFUSI NEUTRON PADA PWR (PRESSURIZED WATER REACTOR) BERBENTUK HEKSAGONAL DENGAN BAHAN BAKAR URANIUM DAUR ULANG

Risdha Ayu Shinta Dewi^{(1,a)*}, Yanti Yulianti^(1,b), Iqbal Firdaus^(1,c)

⁽¹⁾Jurusan Fisika, Universitas Lampung, Bandar Lampung, Indonesia, 35141

Email : ^(1,a)risdhaayu41@gmail.com, ^(1,b)yanti.yulianti@fmipa.unila.ac.id,

^(1,c)iqbal.firdaus@fmipa.unila.ac.id

Diterima (03 April 2023), Direvisi (22 Mei 2023)

Abstract. The research on solution the neutron diffusion equation of a PWR using recycled uranium fuel at 1/6 section of the reactor core with a hexagonal IGT-6 geometry have been done. The purpose of this research is to determine the distribution of the neutron flux in the PWR of recycled uranium fuel. This research was carried out by computational simulation using Dev-C++ programming. The steps of in this research are determining specifications of the reactor core, volume fraction, atomic density, macroscopic cross-section, neutron distribution using Gauss Seidel method. The results were obtained in this research are distribution of relative neutron flux without a source, fission source, fission source and scattering, and change power. The distribution of relative neutron flux without a source found the highest in group 1 about $4,5729 \times 10^{-2}$. Relative neutron flux fission source found the highest in group 3 about $7,3327 \times 10^{-4}$. Relative neutron flux fission source and scattering found the highest in group 2 about $1,5157 \times 10^{-3}$. Added 3,200 MW of power to fission sources, the neutron flux values did not change. This is because the addition of power does not affect the value of the neutron flux.

Keywords: Dev-C++, PWR, neutron distribution, neutron flux, atomic density.

Abstrak. Telah dilakukan penelitian tentang solusi persamaan difusi neutron dengan reaktor PWR menggunakan bahan bakar uranium daur ulang pada 1/6 bagian teras reaktor dengan geometri berbentuk heksagonal IGT-6. Tujuan dari penelitian ini untuk mengetahui distribusi fluks neutron pada PWR bahan bakar uranium daur ulang. Penelitian ini dilakukan dengan simulasi komputasi menggunakan pemrograman Dev-C++. Langkah dari penelitian ini menentukan spesifikasi teras reaktor, fraksi volume, densitas atom, penampang lintang makroskopik, persamaan difusi neutron menggunakan metode Gauss Seidel. Hasil yang didapatkan pada penelitian ini adalah distribusi nilai fluks neutron tanpa sumber, sumber fisi, sumber fisi dan hamburan, dan perubahan daya. Distribusi nilai fluks neutron relatif tanpa sumber tertinggi terdapat pada grup 1 sebesar $4,5729 \times 10^{-2}$. Nilai fluks neutron relatif sumber fisi tertinggi terdapat pada grup 3 sebesar $7,3327 \times 10^{-4}$. Nilai fluks neutron relatif sumber fisi dan hamburan tertinggi terdapat pada grup 2 sebesar $1,5157 \times 10^{-3}$. Dilakukan penambahan daya 3.200 MW pada sumber fisi, nilai fluks neutron tidak mengalami perubahan. Hal ini disebabkan karena penambahan daya tidak mempengaruhi hasil nilai fluks neutron.

Kata kunci: Dev-C++, PWR, distribusi neutron, fluks neutron, densitas atom.

PENDAHULUAN

Energi menjadi salah satu aspek penting dari masa ke masa dan menjadi hal penting untuk kehidupan manusia. Sehingga konsumsi energi global pada saat ini didominasi oleh sumber daya alam (SDA). Sementara itu cadangan energi fosil jika digunakan secara terus menerus akan habis. Oleh karena itu

perlu upaya mengurangi ketergantungan pada energi fosil dengan beralih menggunakan Energi Baru Terbarukan (EBT) [1]. Hal pertama yang harus dilakukan sebelum proses pembangunan pembangkit tenaga listrik nuklir adalah proses perancangan teras [2]. Secara umum, energi nuklir dapat dihasilkan melalui dua macam mekanisme yaitu pembelahan inti (reaksi

fisi) dan penggabungan beberapa inti (reaksi fusi) [3]. Reaksi fisi yang terjadi di dalam reaktor mengakibatkan hilangnya neutron dalam jumlah tertentu. Perubahan jumlah neutron akibat reaksi fisi dapat dirumuskan k -eff atau sering disebut dengan faktor multiplikasi [4].

Bahan bakar reaktor yang digunakan sebagai sumber energi nuklir adalah bahan bakar yang bersifat fisil. Adapun bahan yang banyak digunakan sebagai bahan bakar nuklir yaitu uranium [5]. Bahan yang banyak digunakan sebagai bahan bakar nuklir adalah uranium-233, uranium-235, plutonium-239 dan thorium-232 [6]. Bahan bakar uranium digunakan pada beberapa jenis reaktor salah satunya PWR.

PWR merupakan salah satu jenis reaktor air ringan (H_2O) dan banyak digunakan untuk pembangkit tenaga listrik [7]. Reaktor ini menggunakan teknik fisi nuklir dalam memanaskan air di bawah tekanan tinggi di dalam reaktor yang kemudian dilewatkan alat penukar panas (*steam generator*) sehingga dihasilkan uap untuk menggerakkan turbin dan seterusnya generator listrik [8].

Solusi dari persamaan difusi ini memberikan bentuk distribusi fluks neutron terhadap ruang dan selanjutnya dapat diperoleh bentuk daya yang bergantung pada ruang [9]. Dengan mengetahui distribusi dan populasi neutron dalam reaktor, kestabilan reaksi berantai dapat terjaga [10]. Bentuk matematis persamaan keseimbangan neutron dapat dituliskan pada persamaan (1)

$$\frac{1}{v_g} \frac{\partial \phi_g}{\partial t} = \nabla D_g \nabla \phi_g - \Sigma_{ag} \phi_g + S_g - \Sigma_{sg} \phi_g - \sum_{g'=1}^G \Sigma_{sgg'} \phi_{g'} \quad (1)$$

Teorema divergensi dapat digunakan untuk menghitung suatu fluks melalui permukaan yang tertutup yang sepenuhnya melingkupi sebuah volume. Teorema divergensi atau dikenal sebagai teorema *Gauss-Ostrogradsky* [11]. Untuk

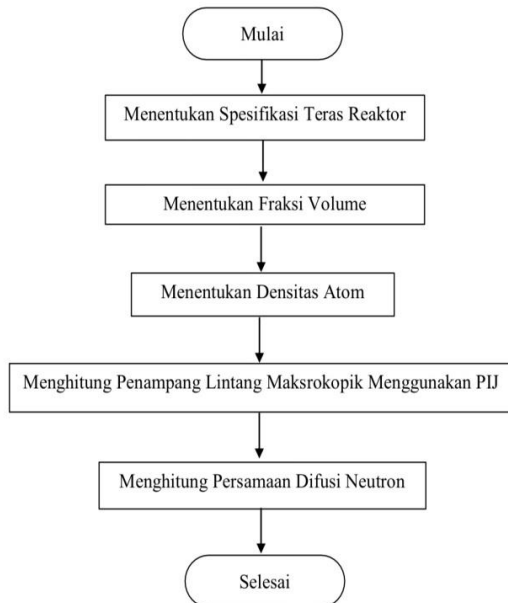
menyelesaikan distribusi fluks neutron pada berbagai macam perangkat lunak seperti Dev-C++, SRAC, Matlab, dan lain-lain [12]. Dev-C++ merupakan pemrograman yang di distribusikan dibawah lisensi GNU (*GNU'S Not Unix*) untuk pemrograman C++ [13]. Dalam Dev-C++ dapat digunakan untuk menulis naskah program, mengompilasi program (*compile*), melakukan pengujian terhadap program (*debugging*), dan menjalankan program (*running*) [14]. Selain itu menggunakan perangkat lunak SRAC. SRAC adalah suatu sistem kode penghitungan neutron yang bersifat menyeluruh untuk beberapa jenis reaktor termal [15].

METODE PENELITIAN

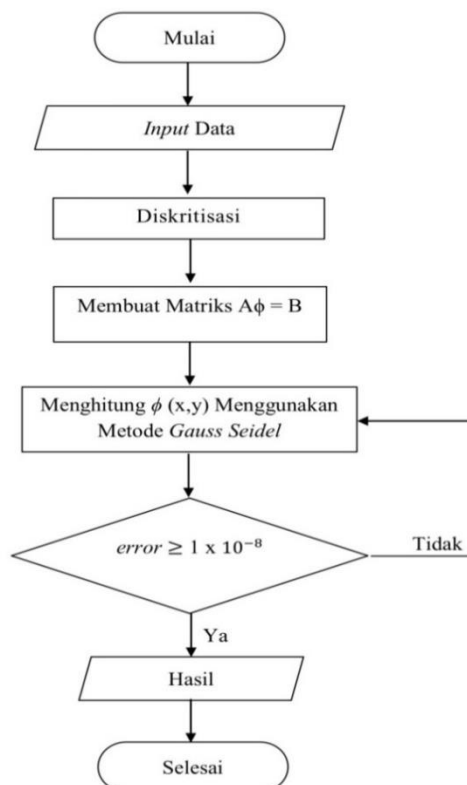
Penelitian ini dilaksanakan pada bulan September 2022-Februari 2023. Tempat dilaksanakannya penelitian ini adalah Jurusan Fisika, Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam, Universitas Lampung. Alat dan bahan yang digunakan pada penelitian ini adalah laptop dan perangkat lunak DEV-C++. Penelitian ini bertujuan untuk mengetahui distribusi fluks pada neutron pada reaktor PWR (*Pressurized Water Reactor*) berbentuk heksagonal dengan bahan bakar uranium daur ulang.

Penelitian ini diawali dengan menentukan spesifikasi teras reaktor, selanjutnya menentukan fraksi volume pada material teras reaktor yang meliputi bahan bakar, selongsong, dan moderator. Pada penelitian ini menggunakan pengayaan sebesar 3%, 4%, dan 5%. Kemudian, dilakukan perhitungan densitas atom dengan masing-masing material dan bahan bakar. Hasil yang didapat dari perhitungan densitas atom akan digunakan untuk mendapatkan hasil keluaran (*output*) penampang lintang makroskopik dari modul PIJ. Langkah terakhir dalam penelitian ini menyelesaikan persamaan difusi neutron dengan melakukan diskritisasi terlebih dahulu, kemudian membuat matriks $A\phi = B$. Selanjutnya menghitung ϕ (x,y) menggunakan metode *Gauss Seidel* sehingga

menghasilkan nilai fluks neutron yang kemudian akan dilakukan analisis nilai fluks neutron. Maka diagram alir terdapat pada Gambar 1 dan Gambar 2.



Gambar 1. Diagram alir penelitian.



Gambar 2. Diagram alir menghitung persamaan difusi neutron dengan metode Gauss Seidel.

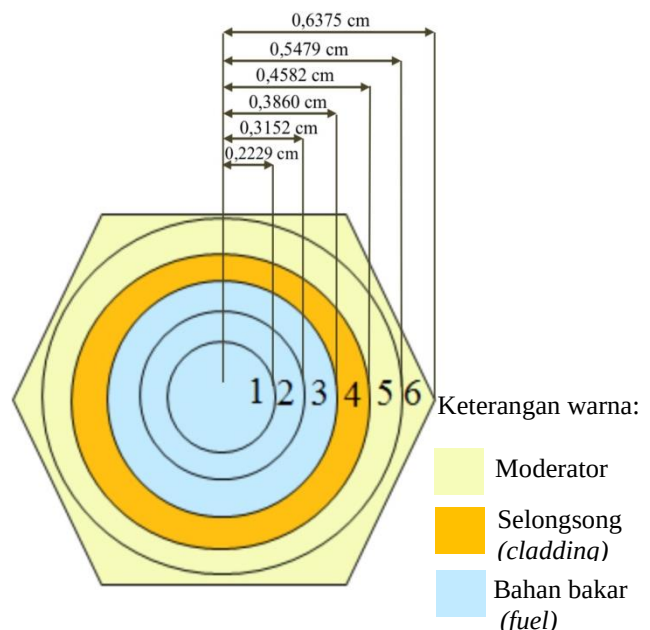
HASIL DAN PEMBAHASAN

Menentukan Spesifikasi Teras Reaktor

Penelitian ini dimulai dengan menentukan spesifikasi teras reaktor PWR yang akan dihitung diantaranya geometri teras, dan jenis material bahan bakar. Spesifikasi teras reaktor dapat dilihat pada Tabel 1.

Tabel 1. Spesifikasi Teras reaktor

Parameter	Deskripsi
Tipe geometri teras reaktor	Sel heksagonal
Bahan bakar (<i>fuel</i>)	Uranium dioksida (UO_2)
Selongsong (<i>cladding</i>)	Zirkonium (Zr)
Moderator	Air ringan (H_2O)
Diameter teras reaktor	316 cm
Tinggi teras reaktor	375 cm



Gambar 3. Geometri dan pembagian daerah teras reaktor (IGT = 6).

Dapat dilihat pada Gambar 3. pembagian daerah pada geometri sel bahan bakar heksagonal. Pembagian daerah (*region*) dibagi menjadi enam daerah yang terdiri dari tiga daerah pertama merupakan tempat bahan bakar (*fuel*), daerah keempat merupakan selongsong (*cladding*), dan daerah kelima serta keenam merupakan moderator.

Menentukan Fraksi Volume

Penentuan fraksi volume digunakan untuk menentukan persentase jumlah setiap material di dalam teras reaktor yang meliputi bahan bakar, selongsong dan moderator. Besarnya nilai fraksi volume juga tergantung pada tipe reaktor nuklir yang digunakan. Pada penelitian ini digunakan tipe reaktor nuklir jenis PWR maka nilai fraksi volume ditunjukkan pada Tabel 2.

Tabel 2. Fraksi volume bahan bakar, selongsong, dan moderator.

Komponen	Jari-jari (cm)	Fraksi Volume (%)
Bahan bakar	0,3860	37
Selongsong	0,4582	15
Moderator	0,6375	48
Total		100

Pada Tabel 2 menunjukkan persentase material bahan bakar sebesar 37%, selongsong sebesar 15%, dan moderator sebesar 48%. Sehingga total persentase pada reaktor PWR sebesar 100%.

Perhitungan Densitas Atom

Setelah dilakukan perhitungan fraksi volume pada bahan bakar, selongsong, dan moderator. Selanjutnya dilakukan perhitungan densitas atom untuk menentukan nilai densitas atom pada masing-masing material. Perhitungan densitas atom dilakukan dengan persamaan (3).

$$N = \frac{\rho N_A}{M} \quad (3)$$

dengan N merupakan densitas atom (atom/cm³), ρ merupakan massa jenis (g/cm³), N_A merupakan bilangan avogadro ($6,022 \times 10^{23}$ atom/mol), dan M merupakan massa molekul (g/mol). Nilai densitas atom didapat pada Tabel 3 dan Tabel 4.

Tabel 3. Hasil densitas atom pada moderator dan selongsong.

Komponen	(10^{24} atom/cm ³)
Moderator	0,3131
Selongsong	0,0430

Menghitung Nilai Penampang Lintang Makroskopik Dengan Modul PIJ

Setelah mendapatkan hasil dari perhitungan densitas atom, kemudian memasukan nilai densitas atom tersebut ke modul PIJ. Sehingga mendapatkan nilai penampang lintang makroskopik seperti pada Tabel 5, Tabel 6, dan Tabel 7.

Tabel 4. Hasil densitas atom pada bahan bakar.

Pengayaan (%)	U^{235} (10^{24} atom/cm ³)	U^{238} (10^{24} atom/cm ³)	O^8 (10^{24} atom/cm ³)
3	0,0006	0,0219	0,0451
4	0,0009	0,0216	0,0451
5	0,0011	0,0214	0,0451

Tabel 5. Nilai penampang lintang makroskopik pengayaan 3%.

Grup	Produksi (ν)	Fisi (Σ_f) (cm ⁻¹)	Absorpsi (Σ_a) (cm ⁻¹)	Difusi (D) (cm ⁻¹)
1	$8,3897 \times 10^{-2}$	$3,2798 \times 10^{-2}$	$3,9372 \times 10^{-2}$	1,0071
2	$3,3886 \times 10^{-1}$	$1,4029 \times 10^{-1}$	$2,0880 \times 10^{-1}$	$3,9660 \times 10^{-1}$
3	1,0695	$4,3875 \times 10^{-1}$	$5,3817 \times 10^{-1}$	$2,8039 \times 10^{-1}$

Tabel 6. Nilai penampang lintang makroskopik pengayaan 4%.

Grup	Produksi (ν)	Fisi (Σ_f) (cm ⁻¹)	Absorpsi (Σ_a) (cm ⁻¹)	Difusi (D) (cm ⁻¹)
1	$5,2505 \times 10^{-3}$	$1,8943 \times 10^{-3}$	$1,6248 \times 10^{-2}$	5,3550
2	$1,4556 \times 10^{-2}$	$5,9548 \times 10^{-3}$	$1,6541 \times 10^{-1}$	$1,3503 \times 10^{-2}$
3	$9,6964 \times 10^1$	$3,9777 \times 10^{-2}$	$7,3679 \times 10^{-1}$	$3,2095 \times 10^{-2}$

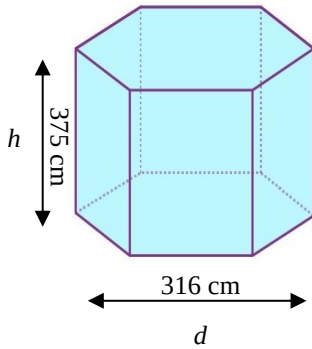
Tabel 7. Nilai penampang lintang makroskopik pengayaan 5%.

Grup	Produksi (ν)	Fisi (Σ_f) (cm ⁻¹)	Absorpsi (Σ_a) (cm ⁻¹)	Difusi (D) (cm ⁻¹)
1	$3,3728 \times 10^{-3}$	$1,2197 \times 10^{-3}$	$2,4835 \times 10^{-2}$	1,8483
2	$1,9396 \times 10^{-3}$	$8,0217 \times 10^{-4}$	$2,0008 \times 10^{-2}$	$8,0302 \times 10^{-1}$
3	$2,6130 \times 10^{-2}$	$1,0722 \times 10^{-2}$	$2,8188 \times 10^{-2}$	$4,3917 \times 10^{-1}$

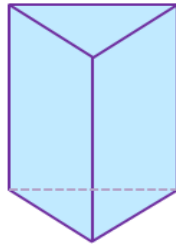
Penyelesaian Persamaan Difusi Neutron

Dalam menyelesaikan persamaan difusi neutron dengan model teras reaktor berbentuk heksagonal yang pertama dilakukan diskritisasi. Diskritisasi adalah proses untuk menyederhanakan data, terutama untuk data numerik. Pada penelitian ini menggunakan model teras reaktor berbentuk heksagonal

dengan tinggi reaktor (h) sebesar 375 cm, dan diameter (d) sebesar 316 cm seperti Gambar 4.



Gambar 4. Teras reaktor heksagonal. Dari Gambar 4 kemudian teras reaktor dibagi menjadi 1/6 bagian untuk menghitung nilai fluks neutron seperti Gambar 5.



Gambar 5. Bagian 1/6 teras reaktor.

Untuk memperoleh diskritisasi dengan menggunakan persamaan (1) maka diperoleh persamaan (3)

$$D^{i-1,j}A^{i-1,j} \frac{\phi^{i,j} - \phi^{i-1,j}}{x^{i,j} - x^{i-1,j}} - D^{i+1,j}A^{i+1,j} \frac{\phi^{i+1,j} - \phi^{i,j}}{x^{i+1,j} - x^{i,j}} + D^{i,j-1}A^{i,j-1} \frac{\phi^{i,j} - \phi^{i,j-1}}{y^{i,j} - y^{i,j-1}} - D^{i,j+1}A^{i,j+1} \frac{\phi^{i,j+1} - \phi^{i,j}}{y^{i,j+1} - y^{i,j}} + \sum_a^{i,j} \phi^{i,j} V^{i,j} = S^{i,j} \phi^{i,j} V^{i,j} \quad (3)$$

Kemudian dari persamaan (3) dikelompokkan sesuai dengan indeksnya (i,j) sehingga mendapatkan persamaan (4)

$$-\phi^{i,j-1} \left(\frac{D^{i,j-1}A^{i,j-1}}{y^{i,j} - y^{i,j-1}} \right) - \phi^{i-1,j} \left(\frac{D^{i-1,j}A^{i-1,j}}{x^{i,j} - x^{i-1,j}} \right) + \phi^{i,j}$$

$$\left(\frac{D^{i-1,j}A^{i-1,j}}{x^{i,j} - x^{i-1,j}} + \frac{D^{i+1,j}A^{i+1,j}}{x^{i+1,j} - x^{i,j}} + \frac{D^{i,j-1}A^{i,j-1}}{y^{i,j} - y^{i,j-1}} + \frac{D^{i,j+1}A^{i,j+1}}{y^{i,j+1} - y^{i,j}} + \sum_a^{i,j} V^{i,j} \right) - \phi^{i+1,j} \left(\frac{D^{i+1,j}A^{i+1,j}}{x^{i+1,j} - x^{i,j}} \right) - \phi^{i,j+1} \left(\frac{D^{i,j+1}A^{i,j+1}}{y^{i,j+1} - y^{i,j}} \right) = S^{i,j} \phi^{i,j} V^{i,j} \quad (4)$$

sehingga diperoleh

$$-\phi^{i,j-1}A - \phi^{i-1,j}B + \phi^{i,j}C - \phi^{i+1,j}D - \phi^{i,j+1}E = S^{i,j} \phi^{i,j} V^{i,j} \quad (5)$$

dengan

$$A = - \left(\frac{D^{i,j-1}A^{i,j-1}}{y^{i,j} - y^{i,j-1}} \right) \quad (6)$$

$$B = - \left(\frac{D^{i-1,j}A^{i-1,j}}{x^{i,j} - x^{i-1,j}} \right) \quad (7)$$

$$C = \left(\frac{D^{i-1,j}A^{i-1,j}}{x^{i,j} - x^{i-1,j}} + \frac{D^{i+1,j}A^{i+1,j}}{x^{i+1,j} - x^{i,j}} + \frac{D^{i,j-1}A^{i,j-1}}{y^{i,j} - y^{i,j-1}} + \frac{D^{i,j+1}A^{i,j+1}}{y^{i,j+1} - y^{i,j}} + \sum_a^{i,j} V^{i,j} \right) \quad (8)$$

$$D = - \left(\frac{D^{i+1,j}A^{i+1,j}}{x^{i+1,j} - x^{i,j}} \right) \quad (9)$$

$$E = - \left(\frac{D^{i,j+1}A^{i,j+1}}{y^{i,j+1} - y^{i,j}} \right) \quad (10)$$

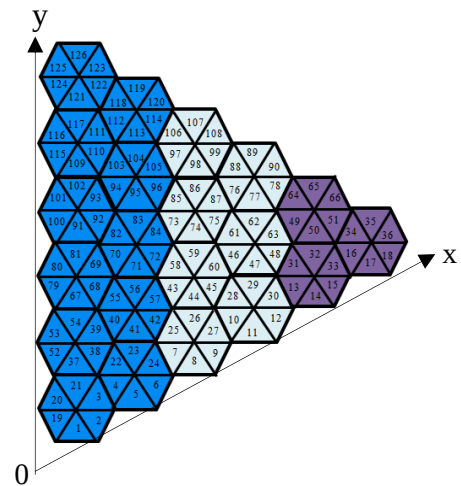
Matriks $A\phi=B$

Selanjutnya untuk menentukan matriks, dapat melihat pada Gambar 5, kemudian dibagi menjadi *mesh* segitiga dengan susunan nilai fluks neutron (ϕ) didalam *mesh* segitiga. Setelah diperoleh nilai distribusi fluks neutron, maka membentuk matriks seperti berikut.

$$\begin{pmatrix} C^1 & -D^2 & 0 & 0 & 0 & \dots & -E^{19} & \dots & 0 \\ -B^1 & C^2 & -D^3 & 0 & 0 & \ddots & 0 & \ddots & -E^{126} \\ 0 & -B^2 & C^3 & -D^4 & 0 & 0 & 0 & \ddots & 0 \\ \vdots & 0 & -B^3 & C^4 & -D^5 & \ddots & 0 & \ddots & 0 \\ -A^1 & 0 & 0 & -B^4 & C^5 & \ddots & 0 & \ddots & 0 \\ 0 & -A^2 & 0 & 0 & -B^5 & \ddots & -D^{19} & \ddots & 0 \\ 0 & 0 & -A^3 & 0 & 0 & \ddots & C^{19} & \ddots & 0 \\ 0 & 0 & 0 & -A^4 & 0 & \ddots & -B^{19} & \ddots & -D^{126} \\ 0 & 0 & 0 & 0 & -A^5 & \ddots & 0 & \ddots & C^{126} \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & \ddots & 0 & \ddots & -B^{126} \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & \ddots & -A^{19} & \ddots & 0 \\ \vdots & \dots & \dots & \dots & \dots & \dots & \dots & \dots & \dots \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & \dots & 0 & \ddots & -A^{126} \end{pmatrix} \begin{pmatrix} \phi^1 \\ \phi^2 \\ \phi^3 \\ \phi^4 \\ \phi^5 \\ \vdots \\ \phi^{19} \\ \vdots \\ \phi^{126} \end{pmatrix} = \begin{pmatrix} S^1 & \phi^1 & V^1 \\ S^2 & \phi^2 & V^2 \\ S^3 & \phi^3 & V^3 \\ S^4 & \phi^4 & V^4 \\ S^5 & \phi^5 & V^5 \\ \vdots & \vdots & \vdots \\ S^{19} & \phi^{19} & V^{19} \\ \vdots & \vdots & \vdots \\ S^{126} & \phi^{126} & V^{126} \end{pmatrix} \quad (11)$$

Pengaruh Variasi Pengayaan Terhadap Nilai Fluks Neutron Dengan Sumber Difusi

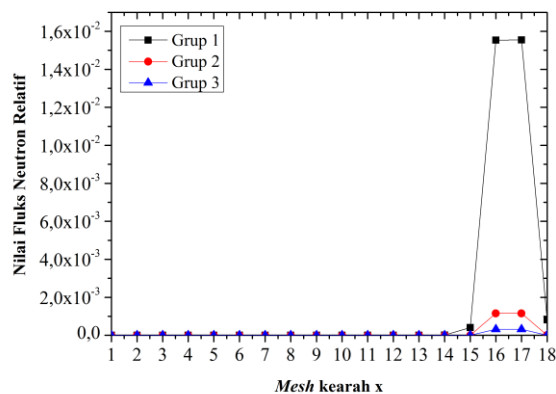
Pada penelitian ini terdapat 126 nilai fluks neutron, dimana untuk kolom pada sumbu x sebanyak 18, dan baris pada sumbu y sebanyak 12. Adapun pembagian struktur grup energi dari neutron termal dan pembagian struktur grup energi dari neutron cepat. Selanjutnya, data nilai fluks neutron diambil pada area *hotspot* (nilai fluks tertinggi dalam setiap grup) yang terletak pada baris kedua arah y. Kemudian data tersebut digunakan untuk menghitung nilai fluks neutron relatif, dimana nilai fluks neutron pada baris kedua ($y=2$) berbanding terbalik dengan banyak *mesh* terhadap sumbu x. Pengaruh variasi pengayaan terhadap nilai fluks neutron dengan sumber difusi terdapat pembagian daerah pengayaan seperti Gambar 6.



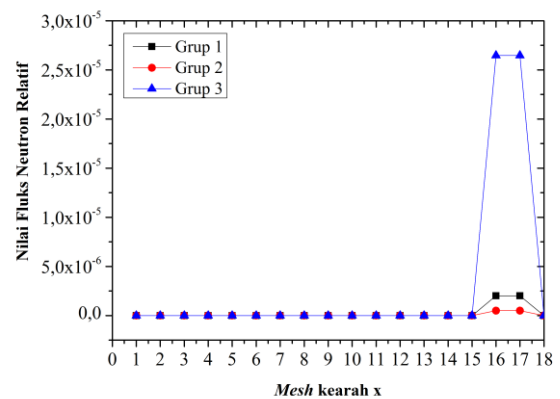
Gambar 6. Pembagian daerah pengayaan.

1. Tanpa Sumber ($S = 0$)

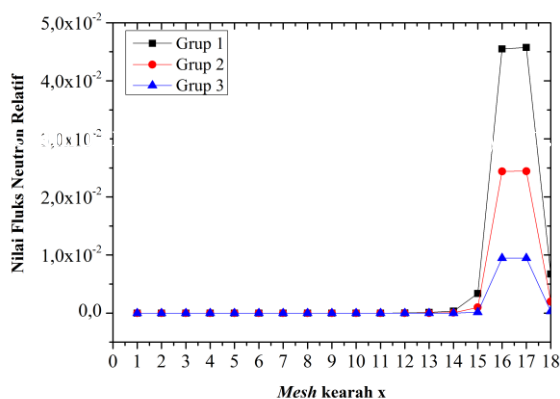
Berdasarkan hasil penyelesaian yang diperoleh dari pemrograman C++ sehingga menghasilkan nilai fluks neutron tanpa sumber seperti Gambar 7 (a), Gambar 7 (b), Gambar 7 (c), dan Gambar 7 (d).



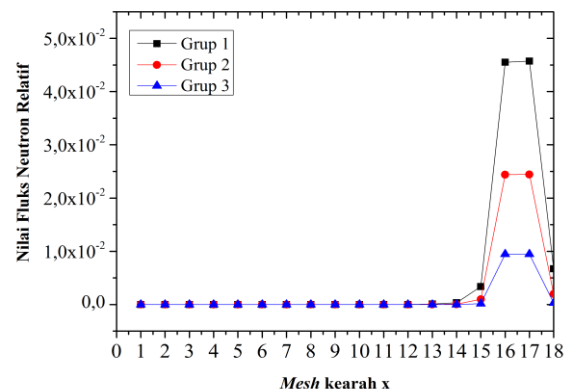
a



b



c



d

Gambar 7. Grafik nilai fluks neutron relatif tanpa sumber (a) pengayaan 3%, (b) pengayaan 4%, (c) pengayaan 5%, dan (d) pembagian daerah pada baris ($y=2$).

2. Sumber Fisi

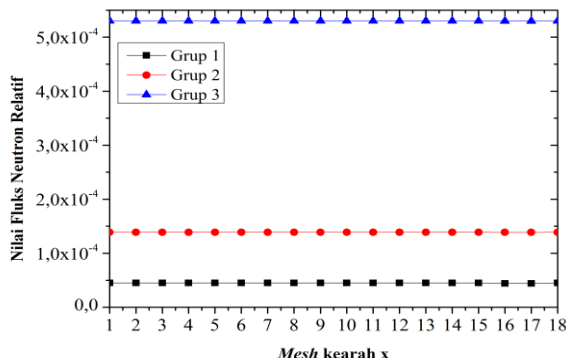
Kemudian, mengubah sumber yang awalnya 0 dengan menambahkan daya sebesar 100 MW pada sumber fisi dengan menggunakan persamaan (12)

$$S = \nu \Sigma_f \phi \quad (12)$$

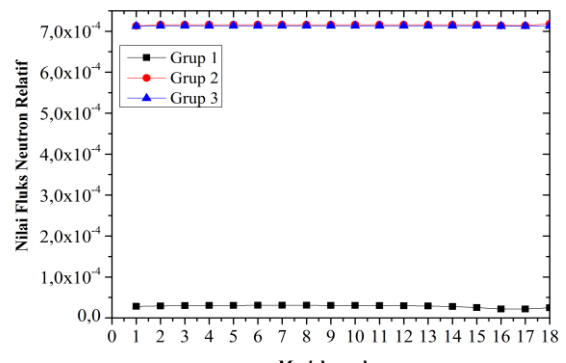
Sehingga menghasilkan nilai fluks

neutron

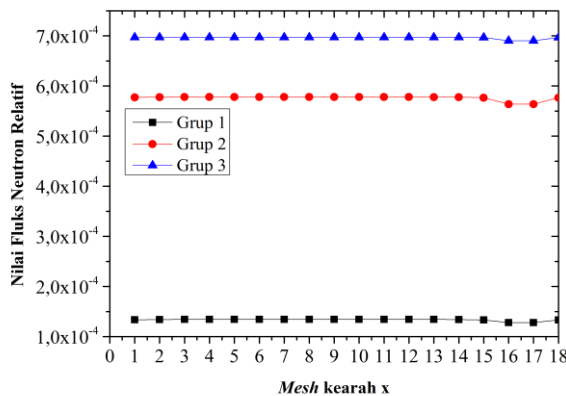
dengan sumber fisi dibagi menjadi 2 yaitu tanpa pembagian daerah pengayaan dan pembagian daerah pengayaan seperti Gambar 8 (a), Gambar 8 (b), Gambar 8 (c), dan Gambar 8 (d).



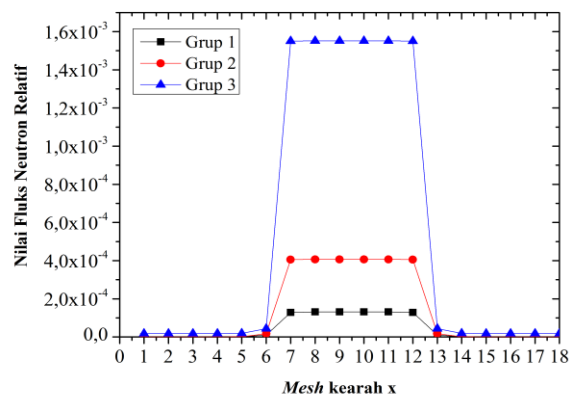
a



b



c



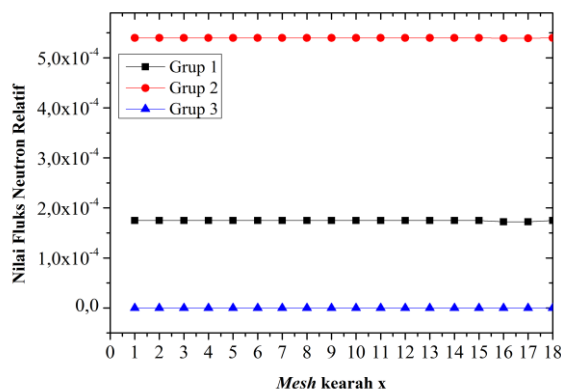
d

Gambar 8. Grafik nilai fluks neutron relatif sumber fisi (a) pengayaan 3%, (b) pengayaan 4%, (c) pengayaan 5%, dan (d) pembagian daerah pada baris (y=2).

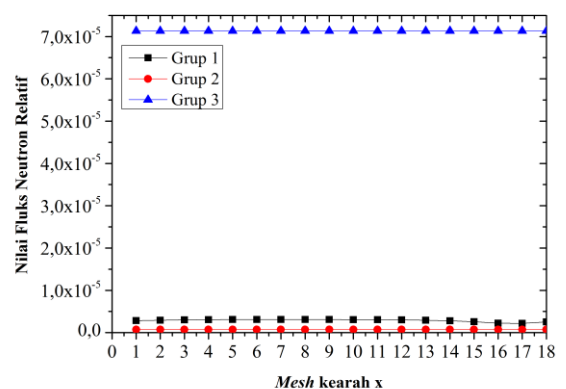
3. Sumber Fisi dan Hamburan

Penambahan sumber hamburan, sehingga menghasilkan nilai fluks neutron dengan sumber fisi dan hamburan dibagi menjadi 2 yaitu tanpa pembagian daerah

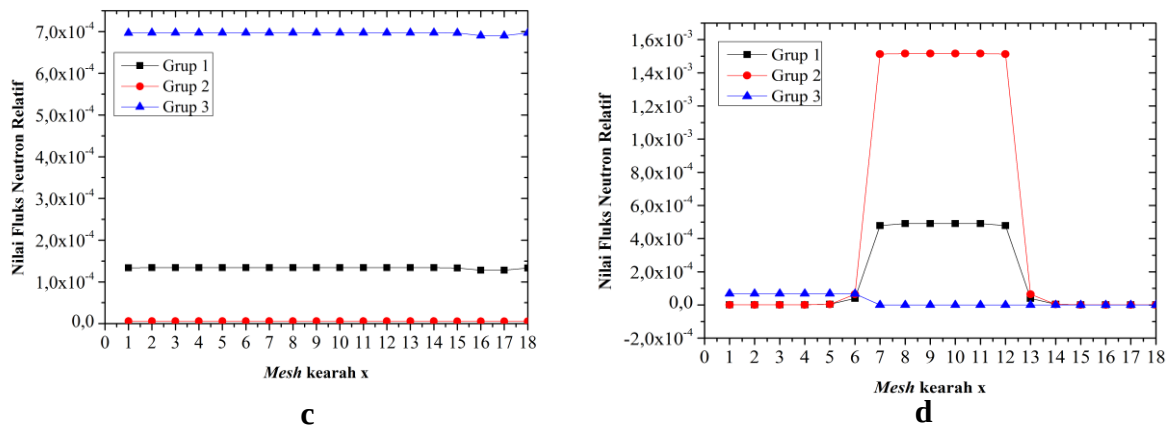
pengayaan dan pembagian daerah pengayaan seperti Gambar 9 (a), Gambar 9 (b), Gambar 9 (c), dan Gambar 9 (d).



a



b

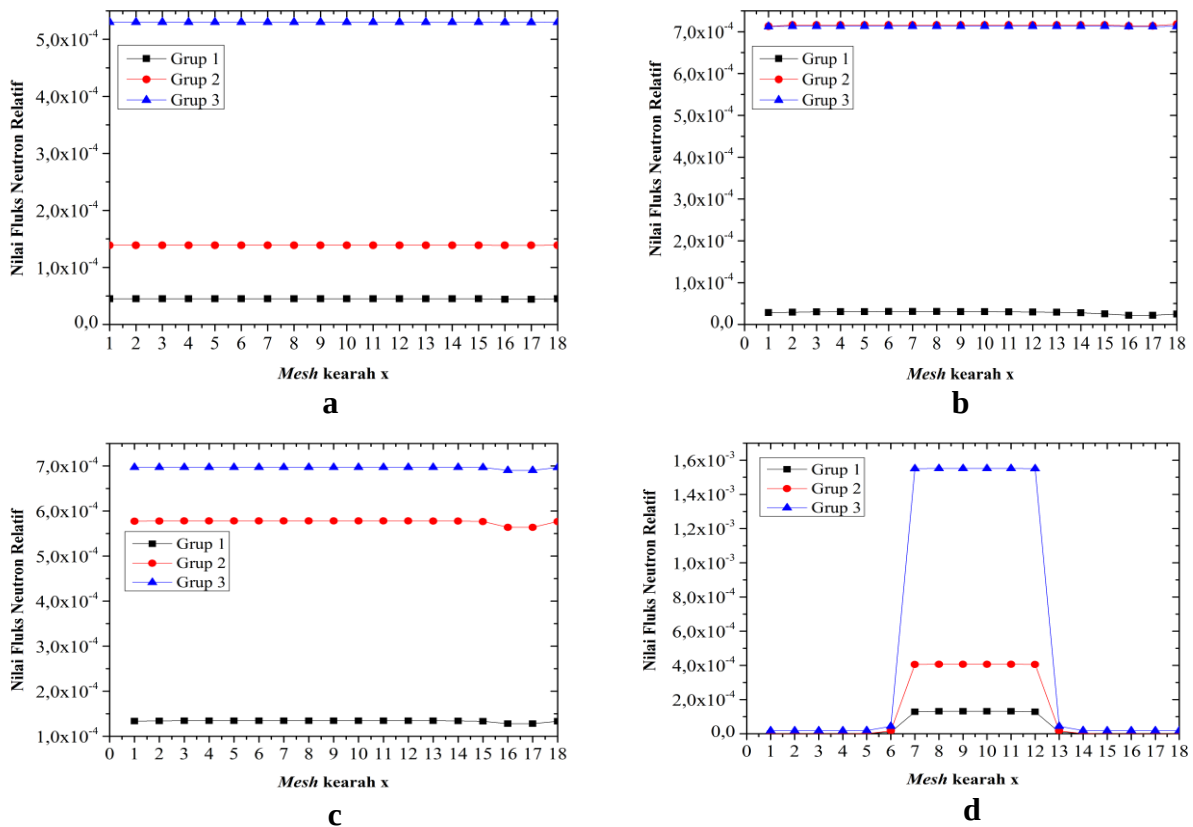


Gambar 9. Grafik nilai fluks neutron relatif sumber fisi dan hamburan (a) pengayaan 3%, (b) pengayaan 4%, (c) pengayaan 5%, dan (d) pembagian daerah pada baris ($y=2$).

4. Perubahan Terhadap Daya

Selanjutnya mengubah daya yang semula sebesar 100 MW, menjadi 3.200 MW pada sumber fisi. Hal ini dilakukan untuk mengetahui apakah daya tersebut mempengaruhi hasil fluks neutron, sehingga menghasilkan nilai fluks neutron dengan perubahan daya dibagi menjadi 2

bagian yaitu, tanpa pembagian daerah pengayaan, dan pembagian daerah pengayaan seperti Gambar 10 (a), Gambar 10 (b), Gambar 10 (c), dan Gambar 10 (d).



Gambar 10. Grafik nilai fluks neutron relatif perubahan daya (a) pengayaan 3%, (b) pengayaan 4%, (c) pengayaan 5%, dan (d) pembagian daerah pada baris ($y=2$).

KESIMPULAN

Persamaan difusi neutron tanpa sumber memperoleh nilai fluks neutron relatif tertinggi terdapat pada grup 1 sebesar $4,5729 \times 10^{-2}$, sedangkan untuk grup 3 lebih rendah dibandingkan dengan grup 2. Persamaan difusi neutron dengan sumber fisi memperoleh nilai fluks neutron relatif tertinggi terdapat pada grup 3 sebesar $7,3327 \times 10^{-4}$, sedangkan untuk grup 1 lebih rendah dibandingkan dengan grup 2. Persamaan difusi neutron dengan sumber fisi dan hamburan memperoleh nilai fluks neutron relatif tertinggi terdapat pada grup 2 sebesar $1,5157 \times 10^{-3}$, sedangkan untuk grup 3 lebih rendah dibandingkan dengan grup 1. Setelah dilakukan penambahan daya 3.200 MW pada sumber fisi, nilai fluks neutron tidak mengalami perubahan. Hal ini disebabkan karena penambahan daya tidak mempengaruhi hasil nilai fluks neutron.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] Liun, E. dan Sunardi. 2014. Perbandingan Harga Energi Dari Sumber Energi Baru Terbarukan Dan Fosil, *Jurnal Pengembangan Energi Nuklir*, Vol. 16 No.3, Hal. 119 –130.
- [2] Susyandi, Tjahyono, H., Dibyo, S., dan Pane, J. S. 2016. Investigasi Karakteristik Termohidrolika Teras Reaktor Daya Kecil Dengan Pendinginan Sirkulasi Alami Menggunakan RELAP5. *Jurnal Teknologi Reaktor Nuklir*. Vol. 18. No. 1. Hal. 1-10.
- [3] Duderstadt, J. J., dan Hamilton, L. J.1976. *Nuclear reactor analysis*. New York: John Wiley and Sons, Inc.
- [4] Zweifel, P.F. 1973. *Reactor Physics*. USA. McGraw-Hill. Hal 74.
- [5] Kidd, S. W. 2009. *Nuclear Fuel Resources*. CRC Press. New York.
- [6] Benedict, M., Pigford, T.H dan Levi, H.W. 1981. *Nuclear Chemical Engineering*. Mc Graw-Hill. New York.
- [7] Dibyo, S. 2007. Studi Karakteristik *Pressurizer* Pada PWR. *Prosiding PPI-PDIPTN*. Hal 179-185.
- [8] Driscoll, M.J., and P. Heizler. 2005. Reactr Physics Challenges in Gen IV Reactor Design. *Jurnal Nuclear Engineering and Technology*. Vol. 27 No.1 Hal.1-10.
- [9] Madah, F., Wau, B., dan Taufiq, I. 2012. Solusi Numerik Persamaan Difusi Neutron Pada Teras Reaktor Nuklir Dengan Metode Iterasi Jacobi Paralel Menggunakan Openmp. *Jurnal Ilmu Fisika*. Vol. 4. No. 1. Hal 8–17.
- [10] Glastone, S., dan Edlund, M.C. 1952. *The Elements of Nuclear Reactor Theory*. D Van Nostrand Company, Inc. New York. Hal 68.
- [11] Paggaru, I, B. 2012. *Matematika Lanjut Untuk Teknik*. John Hi-Tech Idetema. Makasar.
- [12] Nurazizah, A. dan Nurul S. 2019. Simulasi Distribusi Fluks Pada Reaktor Nuklir 2d Menggunakan Python. *Prosding Seminar Nasional Fisika*. Hal 311-316.
- [13] Houcque, D. 2005. *Introduction To Program C and C++ For Engineering Students*. USA : Northwestern University.
- [14] Widiarsono, T. 2005. *Tutorial Praktis Belajar Program C dan C++*. Jakarta.
- [15] Okumura, K., Kugo, T., Kaneko, K., dan Thuchihashi, K. 2007. *A Comprehensive Neutronics Calculation Code System*. Japan. JAEA. Hal. 4 – 26.