

Solusi Persamaan Difusi Neutron Pada *Pressurized Water Reactor* (PWR) Berbentuk Silinder Dengan Bahan Bakar Uranium Daur Ulang

Riftaul Kurniawati^{(1,a)*}, Yanti Yulianti^(1,b), dan Iqbal Firdaus^(1,c)

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

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

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

Diterima (02 April 2023), Direvisi (12 Juni 2023)

Abstract. Research on solution of neutron diffusion equation in *Pressurized Water Reactor* (PWR) using recycled uranium fuel has been carried out. It has $\frac{1}{4}$ part of the reactor core and geometrical cylindrical shaped defined as IGT=3 in SRAC. The objectives of this research is to obtain the distribution of neutron flux in a cylindrical *Pressurized Water Reactor* (PWR) using recycled uranium fuel. The research steps covers determining the specifications of the reactor core and cell geometry. Next calculating are volume fraction, atomic density, macroscopic cross-section, and flux neutron distribution by solving diffusion equation with Gauss Seidel method using the C++ programming language. The results are for unsourced distribution of relative neutron flux, a fission source, a fission source and scattering, and change power. The distribution of relative neutron flux unsourced found the highest in group 1 about $1,168 \times 10^{-10}$. Relative neutron flux fission source found the highest in group 3 about $4,6009 \times 10^{-8}$. Relative neutron flux fission source and scattering found the highest in group 3 about $1,168 \times 10^{-10}$. In addition, by changing the power from 100 MW to 3.000 MW do not have changes on shaped distribution of the neutron flux, highest be found group 3. The highest group have more a lot neutron flux and changes in power do not affect the value of the neutron flux.

Keywords: C++, PWR, diffusion equation, atomic density, neutron flux.

Abstrak. Telah dilakukan penelitian tentang solusi persamaan difusi neutron pada *Pressurized Water Reactor* (PWR) dengan bahan bakar uranium daur ulang pada $\frac{1}{4}$ bagian teras reaktor dan geometri berbentuk silinder yang didefinisikan IGT=3 pada SRAC. Tujuan dari penelitian ini untuk memperoleh distribusi fluks neutron pada *Pressurized Water Reactor* (PWR) berbentuk silinder menggunakan bahan bakar uranium daur ulang. Langkah penelitian meliputi menentukan spesifikasi teras reaktor dan geometri sel. Selanjutnya menghitung fraksi volume, densitas atom, penampang lintang makroskopik, dan distribusi fluks neutron dengan penyelesaian persamaan difusi metode Gauss Seidel menggunakan bahasa pemrograman C++. Hasilnya berupa distribusi fluks neutron relatif tanpa sumber, sumber fisi, sumber fisi dan hamburan, serta mengubah daya. Hasil distribusi fluks neutron relatif dengan tanpa sumber paling tinggi terdapat pada grup 1 sebesar $1,1681 \times 10^{-10}$, sumber fisi paling tinggi terdapat pada grup 3 sebesar $4,6009 \times 10^{-8}$, serta sumber fisi dan hamburan paling tinggi terdapat pada grup 3 sebesar $1,1681 \times 10^{-10}$. Selain itu, dengan mengubah daya dari 100 MW menjadi 3.000 MW tidak memiliki perubahan pada bentuk distribusi fluks neutron relatifnya paling tinggi terdapat pada grup 3. Grup paling tinggi mempunyai fluks neutron lebih banyak dan perubahan daya tidak mempengaruhi nilai fluks neutronnya.

Kata kunci: C++, PWR, persamaan difusi, densitas atom, fluks neutron.

PENDAHULUAN

Energi nuklir termasuk salah satu energi bersih masa depan, karena tidak menghasilkan emisi [1]. Energi nuklir dikenal sebagai sumber energi yang aman dan ramah lingkungan karena berasal dari pengayaan bahan baku Uranium. Energi nuklir ditinjau dari segi lingkungan, efeknya tidak menghasilkan gas rumah kaca seperti

sulfur oksida (SO_x) serta unsur berbahaya seperti merkuri (Hg). Artinya, pemanfaatan energi nuklir sangat ramah terhadap lingkungan dan dapat mencegah pemanasan global. Energi nuklir dapat dibangkitkan salah satunya melalui jalur fisi. Pada fisi, terjadi pembelahan inti berat menjadi inti-inti yang lebih ringan [2].

Pembangkit listrik fisi nuklir telah memasok 20% energi listrik di dunia atau sekitar 7% total energi dunia, artinya teknologi pembangkit listrik fisi nuklir ini sudah banyak digunakan dan yang dominan salah satunya jenis *Pressurized Water Reactor* (PWR) [3]. Reaktor jenis ini menggunakan teknik fisi nuklir dalam memanaskan air di bawah tekanan tinggi di dalam reaktor yang kemudian dilewatkan alat penukar panas sehingga dihasilkan uap untuk menggerakkan turbin dan seterusnya generator listrik [4].

PWR pertama dengan daya 5 MWe didirikan di Obninsk dekat Moskow pada tahun 1954. Negara-negara yang mengembangkan PWR antara lain Amerika Serikat, Perancis, Jerman, Rusia, Jepang, dan Korea Selatan [5]. Jenis reaktor PWR menggunakan air ringan (H_2O) sebagai pendingin dan moderator yang dipertahankan dalam fase cair [6].

Penampang lintang makroskopik (*macroscopic cross section*) menjadi salah satu hal yang diperlukan untuk mengetahui kuantitas dari masing-masing reaksi karena untuk menentukan distribusi fluks neutron dalam teras reaktor [7]. Seluruh elemen bahan bakar dan daerah di sekitarnya disebut dengan teras reaktor. Umumnya bahan bakar yang dipakai adalah U^{235} [8].

Untuk merancang reaktor nuklir dengan baik, maka perlu memprediksi bagaimana neutron didistribusikan ke seluruh sistem reaktor. distribusi neutron dapat ditentukan dengan menyelesaikan persamaan difusi dengan metode yang biasanya disebut sebagai pendekatan difusi [9].

Berdasarkan penelitian sebelumnya oleh Subkhi, telah dilakukan analisis distribusi fluks neutron pada PWR dengan geometri teras tiga dimensi (x,y,z) menggunakan program SRAC (*System Reactor Analysis Code*) [10].

Penelitian yang akan dilakukan menggunakan bahan bakar Uranium Oksida dengan geometri teras silinder dua dimensi (r,z) menggunakan bahasa pemrograman C++.

Tujuannya, yaitu untuk memperoleh distribusi fluks neutron pada *Pressurized Water Reactor* (PWR) berbentuk silinder menggunakan bahan bakar uranium daur ulang. Analisis yang akan dilakukan dengan menggunakan bahasa pemrograman C++.

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 yaitu Laptop berbasis windows dengan menggunakan bahasa pemrograman C++. Penelitian ini bertujuan untuk mengetahui distribusi fluks neutron pada teras berbentuk silinder reaktor PWR dengan bahan bakar uranium oksida. Diawali dengan menentukan spesifikasi teras reaktor. Selanjutnya menentukan geometri sel dan menghitung fraksi volume. Model geometri sel berupa sel silinder yang didefinisikan dengan $IGT = 3$ pada SRAC. Fraksi volume bahan bakar merupakan perbandingan antara volume bahan bakar dan volume keseluruhan pin bahan bakar yang meliputi bahan bakar, selongsong dan moderator [11] yang dapat dihitung berdasarkan Persamaan (1) hingga Persamaan (6).

$$A = \pi r^2 \quad (1)$$

$$A_{cc} = A_c - A_f \quad (2)$$

$$A_{mm} = A_m - A_c \quad (3)$$

$$\%A_f = \frac{A_f}{A_m} \times 100\% \quad (4)$$

$$\%A_c = \frac{A_{cc}}{A_m} \times 100\% \quad (5)$$

$$\%A_m = \frac{A_{mm}}{A_m} \times 100\% \quad (6)$$

dengan A = luas area (cm^2), A_f = luas awal area bahan bakar (*fuel*), A_c = luas awal area selongsong (*cladding*), A_m = luas awal area moderator, A_{cc} = luas area selongsong (*cladding*), A_{mm} = luas area moderator,

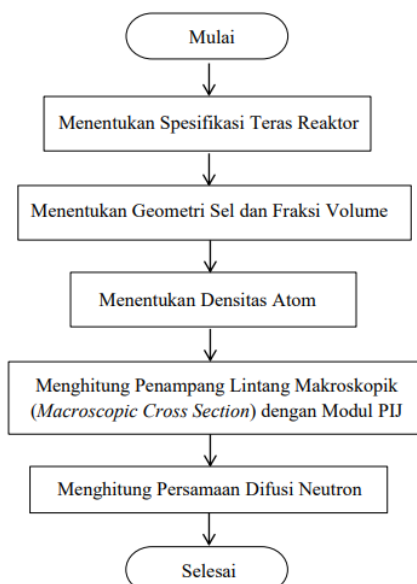
$\%A_f$ = fraksi volume bahan bakar (*fuel*),
 $\%A_c$ = fraksi volume selongsong (*cladding*),
 dan $\%A_m$ merupakan fraksi volume moderator.

Setelah itu, dilakukan perhitungan densitas atom untuk setiap material di dalam teras reaktor menggunakan Persamaan (7).

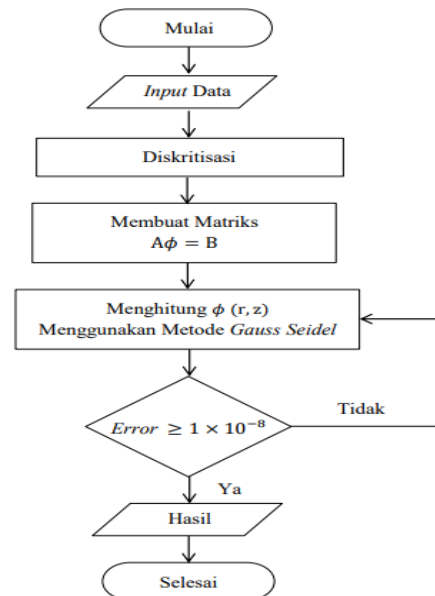
$$N = \frac{\rho N_A}{M} \quad (7)$$

dengan N = densitas atom (atom/mol), ρ = massa jenis molekul (g/cm^3), N_A = bilangan Avogadro ($0,6022 \times 10^{24}$ atom/mol), dan M = massa molekul (g/mol).

Kemudian, menghitung penampang lintang makroskopik dengan modul PIJ menggunakan program SRAC. Selanjutnya menghitung persamaan difusi neutron. Dari perhitungan persamaan difusi diperoleh hasil matriks yang digunakan sebagai masukan pada C++ untuk memperoleh keluaran berupa nilai fluks neutron. Selain itu, dalam penyelesaian persamaan difusi pada C++ digunakan metode *Gauss Seidel* dengan *input* data, diskritisasi persamaan, membuat matriks $A\phi=B$, dan menghitung fluks neutronnya. Hasil perhitungan yang diperoleh berupa data numerik, data tersebut digambarkan dalam bentuk grafik.



Gambar 1. Diagram Alir Penelitian.



Gambar 2. Diagram Alir Algoritma Pemrograman.

HASIL DAN PEMBAHASAN

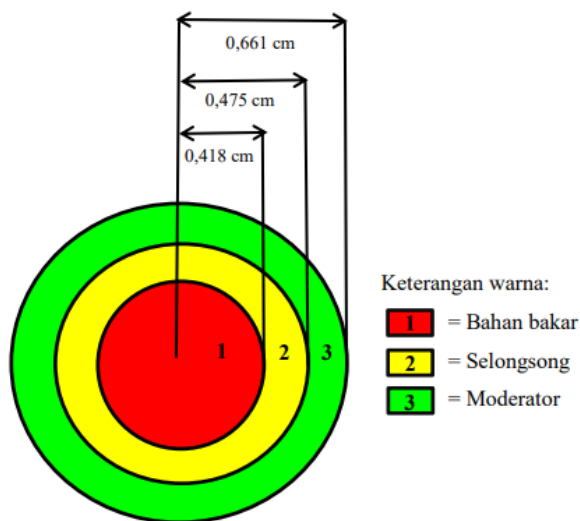
Penentuan Spesifikasi Teras Reaktor

Berdasarkan pada data IAEA (*International Atomic Energy Agency*) spesifikasi teras reaktor PWR dapat dilihat pada Tabel 1.

Tabel 1. Spesifikasi teras reaktor PWR.

Parameter	Deskripsi
Model geometri	Silinder
Material bahan bakar (<i>fuel</i>)	Uranium oksida (UO_2) hasil daur ulang
Material selongsong (<i>cladding</i>)	Zirkonium (Zr)
Moderator	Air ringan (H_2O)
Tinggi teras	381 cm
Diameter teras	200 cm

Penentuan Geometri Sel dan Fraksi Volume



Gambar 3. Model geometri sel (*cylindrical cell*) beserta ukuran jari-jari setiap material (IGT=3).

Gambar 3 merupakan model geometri sel yang didefinisikan sebagai IGT =3. Berdasarkan dari data *input* Modul PIJ pada SRAC susunan penomoran dibagi menjadi 3 daerah yang tersusun dari daerah 1 yaitu bahan bakar dengan jari-jari sebesar 0,418 cm, daerah 2 yaitu selongsong dengan jari-jari 0,475 cm, dan daerah 3 yaitu moderator dengan jari-jari 0,661 cm.

Adapun untuk memperoleh nilai fraksi volume dari masing-masing material dihitung berdasarkan Persamaan (1) hingga Persamaan (6) dan hasilnya ditunjukkan pada Tabel 2.

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

Komponen	Jari-Jari (cm)	Fraksi Volume (%)
Bahan bakar	0,418	40
Selongsong	0,475	12
Moderator	0,661	48
Total		100

Menghitung Densitas Atom

Hasil densitas atom dapat dilihat seperti pada Tabel 3 dan Tabel 4.

Tabel 3. Hasil perhitungan densitas atom selongsong dan moderator.

Nuklida	Selongsong $\times 10^{24}(\text{atom/cm}^3)$	Moderator $\times 10^{24}(\text{atom/cm}^3)$
H	-	0,31314
O	-	0,04517
Zr	0,04308	-

Tabel 4. Hasil perhitungan densitas atom pada bahan bakar.

Pengayaan	Densitas Atom ($10^{24} \text{ atom/cm}^3$)				
U^{235} (%)	U^{238} (%)	N (U^{235})	N (U^{238})	N (O^8)	
3	97	0,00067	0,02190	0,04517	
4	96	0,00090	0,02167	0,04517	
5	95	0,00112	0,02145	0,04517	

Menghitung Penampang Lintang Makroskopik (*Macroscopic Cross Section*) dengan Modul PIJ

PIJ merupakan salah satu kode dalam SRAC untuk probabilitas tumbukan yang telah dikembangkan oleh JAERI meliputi 16 kisi geometri [12]. Nilai tampang lintang makroskopik digunakan sebagai masukan dalam program C++ untuk mendapatkan keluaran nilai fluks neutron pada reaktor PWR. Hasil nilai penampang lintang makroskopik dari PIJ SRAC dengan pengayaan 3%, pengayaan 4%, dan pengayaan 5% terdapat pada Tabel 5, Tabel 6, serta Tabel 7.

Tabel 5. Nilai penampang lintang makroskopik pengayaan 3%.

Grup	Produksi (ν)	Fisi (Σ_f) (cm^{-1})	Absorpsi (Σ_a) (cm^{-1})	Difusi (D) (m^2s^{-1})
1	0,0988	0,0386	0,0464	0,9148
2	0,3926	0,1625	0,2395	0,3567
3	1,3225	0,5425	0,6689	0,2515

Tabel 6. Nilai penampang lintang makroskopik pengayaan 4%.

Grup	Produksi (ν)	Fisi (Σ_f) (cm^{-1})	Absorpsi (Σ_a) (cm^{-1})	Difusi (D) (m^2s^{-1})
1	0,1295	0,0507	0,0603	0,7947
2	0,4672	0,1934	0,2803	0,3160
3	1,4267	0,5853	0,7225	0,2339

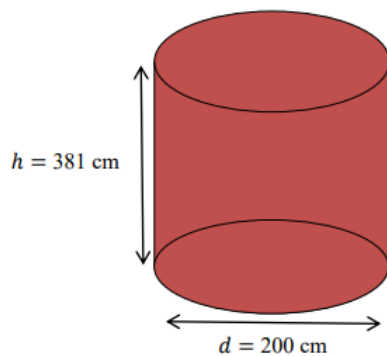
Tabel 7. Nilai penampang lintang makroskopik pengayaan 5%.

Grup	Produksi (ν)	Fisi (Σ_f) (cm^{-1})	Absorpsi (Σ_a) (cm^{-1})	Difusi (D) (m^2s^{-1})
1	0,0038	0,0013	0,0028	1,7639
2	0,0022	0,0009	0,0224	0,7902
3	0,0303	0,0124	0,0314	0,4651

Penyelesaian Persamaan Difusi Neutron

Diskritisasi

Diskritisasi merupakan proses kuantisasi sifat-sifat kontinu. Kegunaan diskritisasi adalah untuk menyederhanakan data, dan didapatkan data diskrit (jenis data yang memiliki ruang dan titik yang jelas antara nilai-nilai) sehingga lebih mudah dipahami, digunakan, serta dijelaskan [13]. Pada penelitian ini, untuk teras reaktor menggunakan bentuk silinder dua dimensi (r, z) dengan tinggi (h) serta arah garis vertikal sebagai z dan arah garis horizontal sebagai r seperti ditunjukkan pada Gambar 4.

**Gambar 4.** Geometri teras reaktor berbentuk silinder.

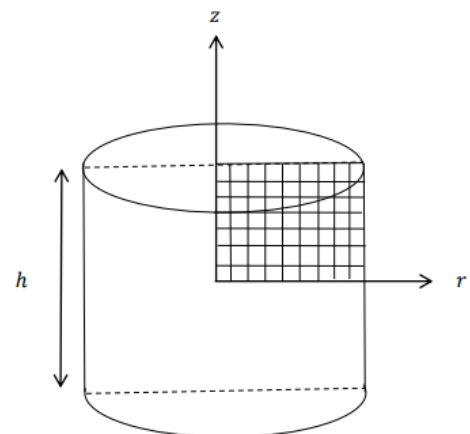
Untuk melakukan penurunan persamaan difusi diterapkan konsep keseimbangan jumlah neutron yang masuk dan neutron yang keluar dari teras [14]. Persamaan difusi pada keadaan dalam kesetimbangan dapat ditulis menjadi:

$$-\nabla D_g \nabla \phi_g + \Sigma_{Rg} \phi_g = \frac{x_g}{k_{eff}} \sum_{g'=1}^G \nu_g \Sigma_{fg} \phi_g + \sum_{g'=1}^G \Sigma_{sgg'} \phi_{g'} \quad (8)$$

kemudian disederhanakan untuk mempermudah perhitungan sumber difusi dibuat berupa konstanta terlebih dahulu seperti dibawah ini.

$$-D \nabla^2 \phi(r, z) + \Sigma_a(r, z) \phi(r, z) = S(r, z) \quad (9)$$

Kemudian, Gambar 4 didiskritisasi dengan cara dibagi menjadi beberapa bagian-bagian kecil (*mesh*), diambil $\frac{1}{4}$ bagian geometri teras reaktor yang dihitung meliputi sumbu (r) sebesar 100 cm dan sumbu (z) sebesar 60 cm seperti ditunjukkan pada Gambar 5. Gambar 5 diasumsikan distribusi bahan bakar bersifat simetris radial, maka perhitungan dapat dilakukan dengan menggunakan koordinat silinder 2-dimensi [15].

**Gambar 5.** Diskritisasi geometri teras silinder.

Dengan menggunakan ekspansi Deret *Taylor* maka diperoleh hasil diskritisasi seperti berikut:

$$\phi_{i,j-1}A - \phi_{i-1,j}B + \phi_{i,j}C + \phi_{i+1,j}D + \phi_{i,j+1}E = S_{i,j} \quad (10)$$

selanjutnya dapat didefinisikan nilai A,B,C,D,E seperti berikut:

$$A = \frac{-D}{\Delta z^2} \quad (11)$$

$$B = \frac{-D}{\Delta r^2} - \frac{D}{2i\Delta r^2} \quad (12)$$

$$C = \frac{2D}{\Delta r^2} + \frac{2D}{\Delta z^2} + \Sigma_a \quad (13)$$

$$D = \frac{-D}{\Delta r^2} - \frac{D}{2i\Delta r^2} \quad (14)$$

$$E = \frac{-D}{\Delta z^2} \quad (15)$$

Membuat Matriks $A\phi = B$

Pada tahap ini, Persamaan (10) digunakan untuk menghitung nilai fluks yang disusun dalam bentuk matriks sebagai berikut menjadi Persamaan (16).

$$\begin{pmatrix} C_1 & D_2 & 0 & 0 & \dots & E_{11} & 0 & 0 & 0 & \dots \\ -B_1 & C_2 & D_3 & 0 & 0 & 0 & E_{12} & 0 & 0 & 0 \\ 0 & -B_2 & C_3 & D_4 & 0 & 0 & 0 & E_{13} & 0 & 0 \\ 0 & 0 & -B_3 & C_4 & \ddots & 0 & 0 & 0 & E_{14} & 0 \\ \vdots & 0 & 0 & -B_4 & C_5 & D_6 & 0 & 0 & 0 & \ddots \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & C_6 & D_7 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & \ddots & C_7 & D_8 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & \ddots & 0 & 0 & 0 & -B_7 & C_8 & \ddots & 0 \\ \dots & \dots & \dots & \ddots & \dots & \dots & \dots & \dots & \ddots & \dots \\ \vdots & 0 & 0 & 0 & A_{140} & 0 & 0 & 0 & -B_{149} & C_{150} \end{pmatrix} \begin{pmatrix} \phi_1 \\ \phi_2 \\ \phi_3 \\ \phi_4 \\ \phi_5 \\ \phi_6 \\ \phi_7 \\ \phi_8 \\ \vdots \\ \phi_{150} \end{pmatrix} = \begin{pmatrix} S_1 \\ S_2 \\ S_3 \\ S_4 \\ S_5 \\ S_6 \\ S_7 \\ S_8 \\ \vdots \\ S_{150} \end{pmatrix} \quad (16)$$

Pengaruh Variasi Pengayaan Terhadap Nilai Fluks Neutron dengan Berbagai Sumber Difusi

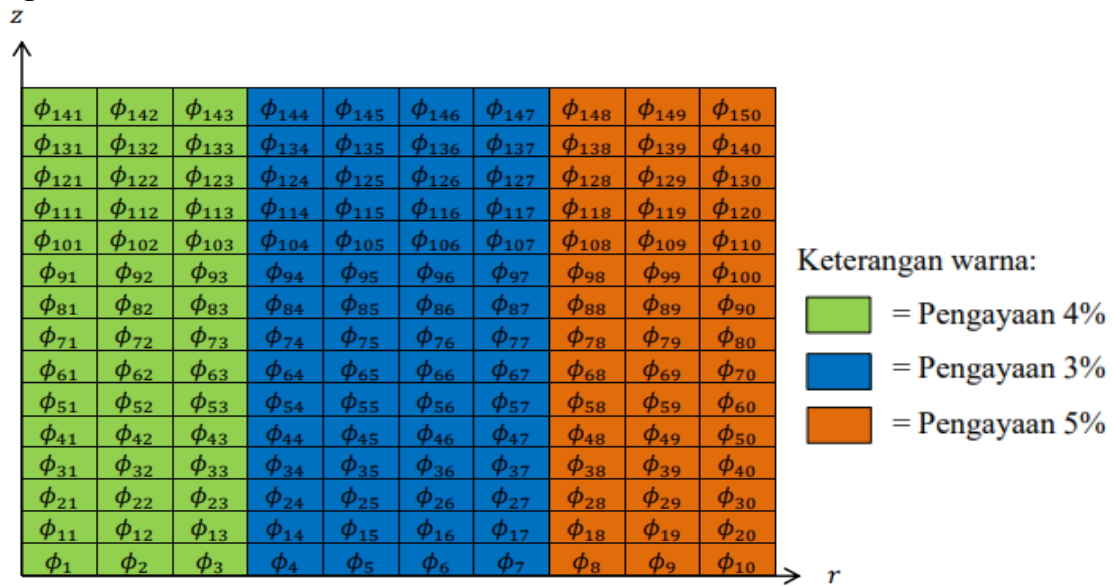
Berdasarkan hasil perhitungan yang diperoleh dari bahasa pemrograman C++ menghasilkan nilai fluks neutron untuk 3 grup. Dimana untuk baris (z) berjumlah sebanyak 15 dan kolom (r) sebanyak 10. Setiap grup masing-masing terdiri dari 150 titik fluks sehingga diperoleh data sebanyak 450 titik fluks untuk tiga grupnya.

Untuk pembagian energi neutron lambat, yaitu rentang energi grup 1 terendah sebesar 3,0590 eV dan tertinggi sebesar 3,9279 eV, rentang energi grup 2 terendah sebesar 2,3824 eV dan tertinggi sebesar 3,0590 eV, dan rentang energi grup 3 terendah sebesar 1,8554 eV dan tertinggi sebesar 2,3824 eV. Sedangkan untuk pembagian energi neutron cepat, yaitu rentang energi grup 1 terendah

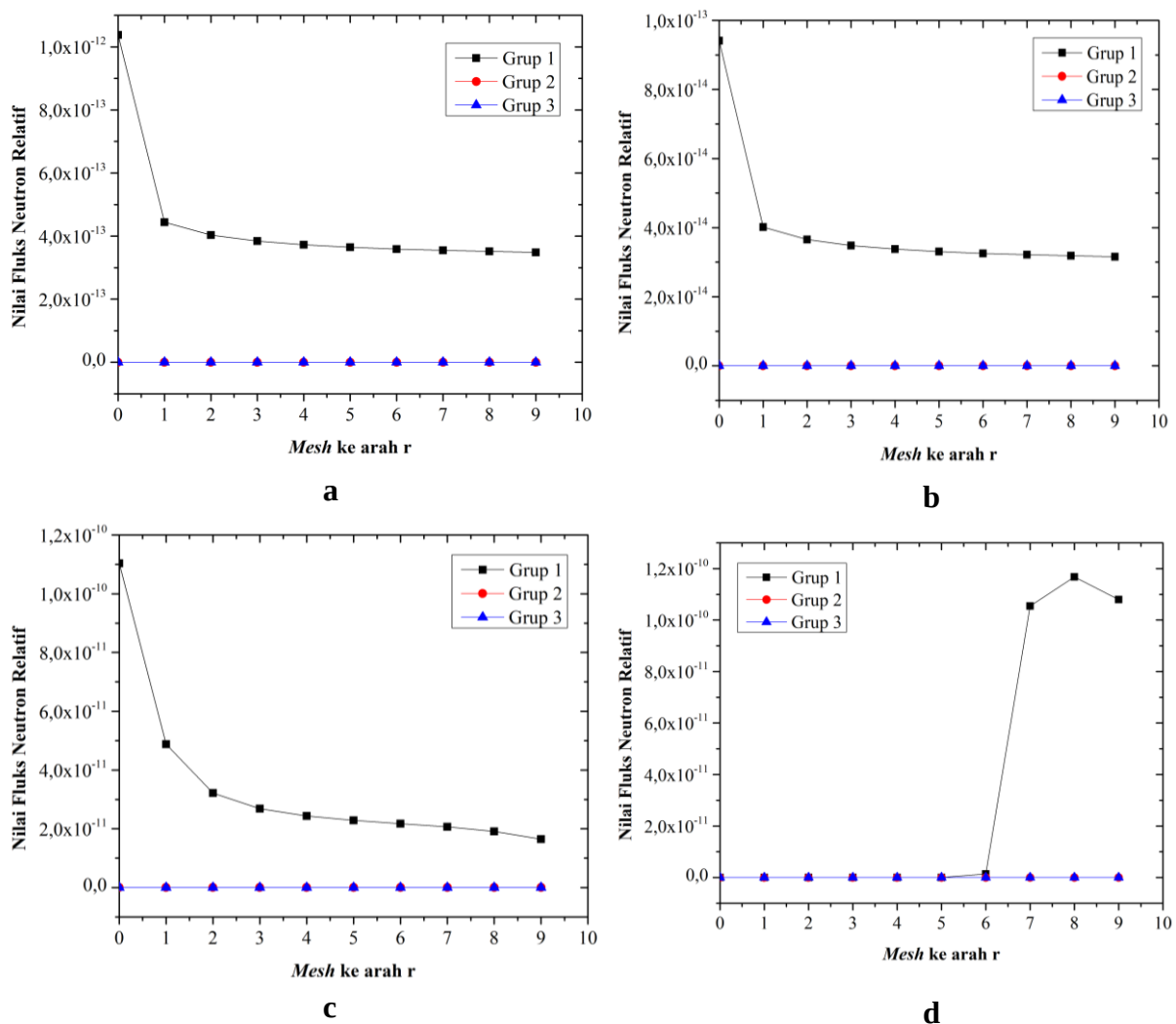
$7,7880 \times 10^6$ eV dan tertinggi sebesar $1,0000 \times 10^7$ eV, rentang energi grup 2 terendah sebesar $6,0653 \times 10^6$ eV dan tertinggi $7,7880 \times 10^6$ eV, dan rentang energi grup 3 terendah sebesar $4,7237 \times 10^6$ eV dan tertinggi sebesar $6,0653 \times 10^6$ eV [12].

Selanjutnya, data nilai fluks neutron diambil pada area *hotspot* (nilai fluks tertinggi dalam setiap grup) yang terletak pada baris pertama arah z. Kemudian data tersebut digunakan untuk menghitung nilai fluks neutron relatif, dimana nilai fluks neutron pada baris pertama (z=1) berbanding terbalik dengan banyak *mesh* terhadap sumbu r. Distribusi fluks yang didefinisikan yaitu pada arah radial ke r dan arah z baris pertama (z=1).

Pembagian Daerah



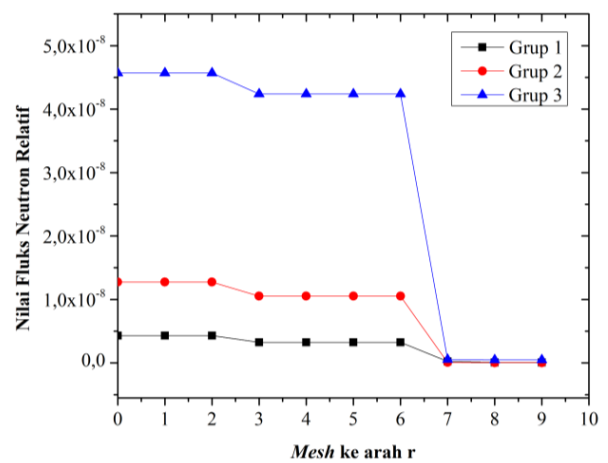
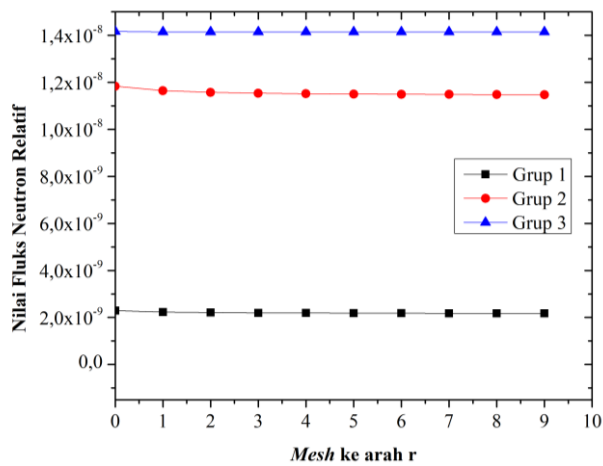
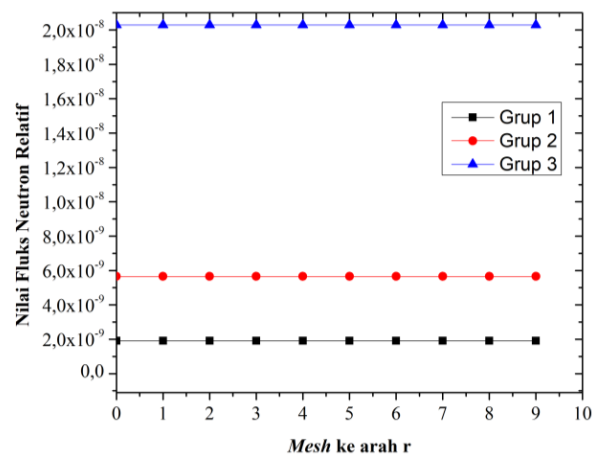
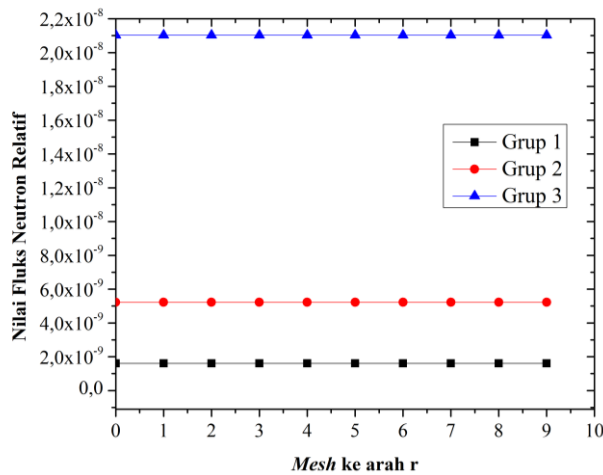
Gambar 10. Pembagian daerah arah sumbu r.



Gambar 6. Grafik nilai fluks neutron relatif baris ($z=1$) tanpa sumber pada (a) pengayaan 3%, (b) pengayaan 4%, (c) pengayaan 5%, dan (d) pembagian daerah.

Gambar 6 menunjukkan grafik nilai fluks neutron relatif tanpa sumber dengan pengayaan 3%, 4%, dan 5% memiliki nilai

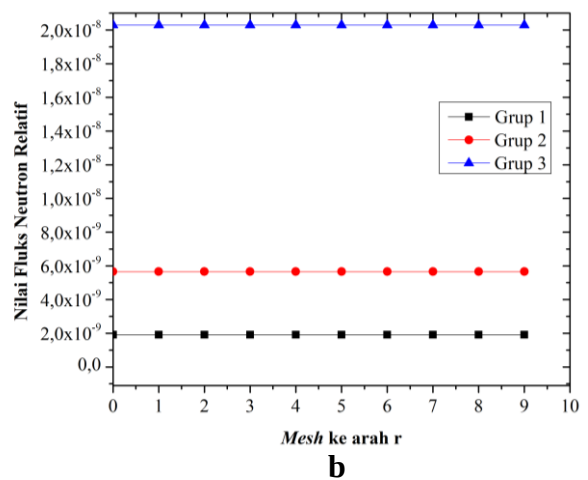
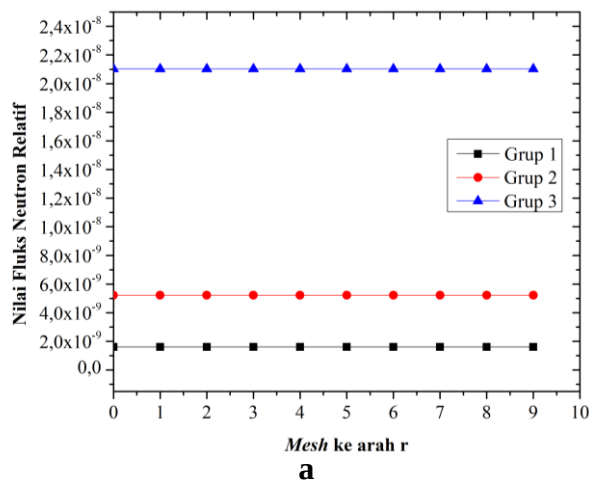
tertinggi grup 1. Hal tersebut disebabkan karena grup 1 neutron lambat sehingga memiliki fluks neutron lebih banyak.

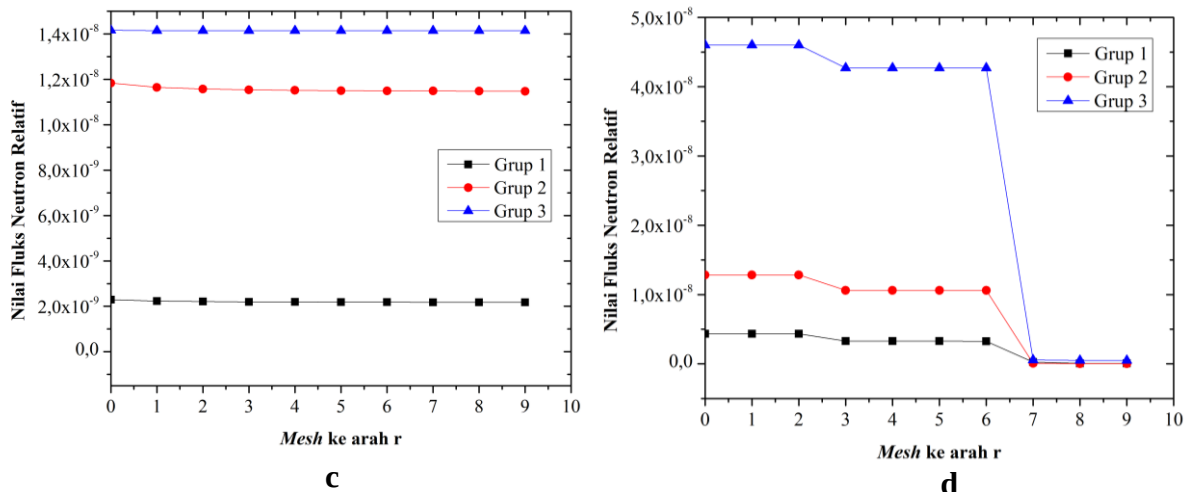


Gambar 7. Grafik nilai fluks neutron relatif baris ($z=1$) sumber fisi pada (a) pengayaan 3%, (b) pengayaan 4%, (c) pengayaan 5%, dan (d) pembagian daerah.

Gambar 7 menunjukkan grafik nilai fluks neutron relatif sumber fisi dengan pengayaan 3%, 4%, dan 5% memiliki nilai tertinggi pada

grup 3. Hal itu disebabkan karena sumber dari reaksi fisi dan pengaruh moderator maka neutron cepat lebih banyak.

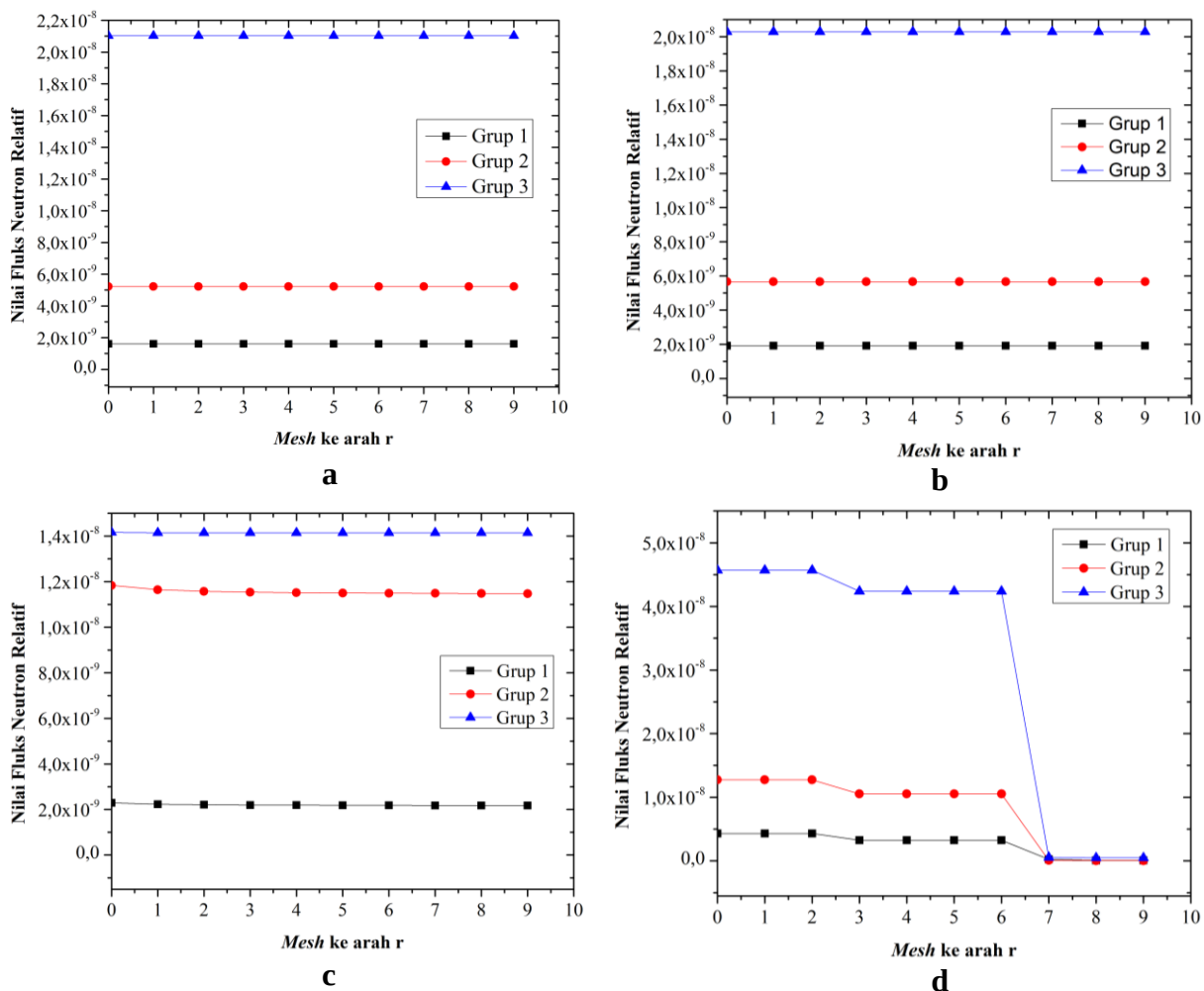




Gambar 8. Grafik nilai fluks neutron relatif baris ($z=1$) sumber fisi dan hamburan pada (a) pengayaan 3%, (b) pengayaan 4%, (c) pengayaan 5%, dan (d) pembagian daerah.

Gambar 8 menunjukkan grafik nilai fluks neutron relatif sumber fisi dan hamburan dengan pengayaan 3%, 4%, dan 5% memiliki

nilai tertinggi pada grup 3. Hal tersebut disebabkan karena pengaruh tumbukan dari moderator sehingga grup 3 neutron cepat.



Gambar 9. Grafik nilai fluks neutron relatif baris ($z=1$) sumber fisi daya 3.000 MW pada (a) pengayaan 3%, (b) pengayaan 4%, (c) pengayaan 5%, dan (d) pembagian daerah.

Gambar 9 menunjukkan grafik nilai fluks neutron relatif sumber fisi daya 3.000 MW dengan pengayaan 3%, 4%, dan 5% memiliki

SIMPULAN

Persamaan difusi tanpa sumber memiliki bentuk distribusi fluks neutron relatif tertinggi pada grup 1 dengan nilai $1,1681 \times 10^{-10}$. Persamaan difusi dengan sumber fisi memiliki bentuk distribusi fluks neutron relatif tertinggi pada grup 3 dengan nilai $4,5685 \times 10^{-8}$. Persamaan difusi dengan sumber fisi dan hamburan memiliki bentuk distribusi fluks neutron relatif di grup 3 dengan nilai $4,6009 \times 10^{-8}$. Persamaan difusi dengan sumber fisi mengubah daya sebesar 3.000 MW memiliki bentuk distribusi fluks neutron yang sama dengan daya 100 MW.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] Duderstadt, J. J. D. dan Hamilton, L. J. (1976). *Nuclear Reactor Analysis*. John Wiley & Sons, Inc. New York.
- [2] Santoso, B. (2015). Perkembangan Energi Nuklir Fusi. *Jurnal Ilmu Dan Budaya*. 39(48). 7–18.
- [3] Kidd, S.W. (2009). *Nuclear Fuel Resources*. CRC Press. New York.
- [4] Sigit, Wahyono, H., Widodo, G., dan Moch. Setyadi. (2012). Pengaruh Suhu, Waktu dan Proses Re-Oksidasi Pelet Bahan Bakar PWR Simulasi. *Jurnal Teknologi Bahan Nuklir*. 8(1). 1–13.
- [5] Suhaemi, T. D. dan Djainal, D. D. (2010). Perkembangan Desain Pembangkit Uap Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir Jenis PWR. *Jurnal Teknologi Dan Keselamatan PLTN Serta Fasilitas Nuklir*. 5(2). 85–93.
- [6] Suparlina, L. dan Susilo, J. (2010). Analisis Parameter Neutronik Dalam Desain Teras PWR 1000 MWe Dengan Metode Transport dan Difusi Neutron. *Jurnal Teknologi Dan Keselamatan PLTN Serta Fasilitas Nuklir*. 7(2). 1–6.
- [7] Islami, I. N., Tismawati, H., dan Subkhi, M. N. (2019). Studi Distribusi Neutronik Fluks Pada nilai tertinggi pada grup 3. Hal tersebut disebabkan karena pengaruh tumbukan dari moderator sehingga grup 3 neutron cepat. Reaktor Nuklir Sederhana. *Jurnal Wahana Fisika*. 4(1). 35–46.
- [8] Tadeus, D. Y., Setiyono, B., dan Setiawan, I. (2010). Simulasi Kendali Daya Reaktor Nuklir dengan Teknik Kontrol Optimal. *Jurnal Transmisi*. 12(1). 1–7.
- [9] Tahara, Y., dan Sekimoto, H. (2002). *Transport Equivalent Diffusion Constants for Reflector Region in PWRs*. *Journal of Nuclear Science and Technology*. 39(7). 716–728.
- [10] Subkhi, M. N., Su'ud, Z., Waris, A., dan Permana, S. (2015). Studi Desain PWR Berukuran Kecil Berumur Panjang Berbahan Bakar Thorium. *Jurnal ISTEK*. 9(1). 32–49.
- [11] Weinberg, A. M., Caglioti, G., Sahai, K., Youtz, B. L., dan Businaro, U. L. (1956). *Nuclear Reactor Physics*. II Nuovo Cimento. New York.
- [12] Okumura, K., Kugo, T., Kaneko, K., dan Tsuchihashi, K. 2002. *General Description dan Input Intruction*. JAERI. Jepang.
- [13] Khamidiyah, Khusnul. dan Usman, Pagalay. (2014). Diskritisasi Sistem Persamaan Diferensial Parsial Pola Pembentukan Sel. *Jurnal Matematika Murni dan Aplikasi*. 3(3). 131–137.
- [14] Firdaus, Almaida., Azmi, Adhari., dan Sheila, Sapitri. (2020). Solusi Penyelesaian Persamaan Difusi Menggunakan Metode Diferensial. *Journal of Physics*. 1(1). 9–13.
- [15] Wau, F. M. B., Taufiq, I., dan Afdal. (2014). Solusi Persamaan Difusi Neutron Teras Reaktor Metode Iterasi Jacobi Menggunakan Openmp. *Jurnal Ilmu Fisika*. 6(1). 8–17.