

ABSTRAK

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

Oleh

Risdha Ayu Shinta Dewi

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.

ABSTRACT

SOLUTION OF THE NEUTRON DIFFUSION EQUATION IN PWR (PRESSURIZED WATER REACTOR) HEXAGONAL SHAPED USING RECYCLED URANIUM FUEL

By

Risdha Ayu Shinta Dewi

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.