

PERHITUNGAN PENAMPANG LINTANG MAKROSKOPIK DALAM SEL BAHAN BAKAR NUKLIR PADA REAKTOR CEPAT

ABSTRAK

Penampang lintang makroskopik memiliki peranan penting dalam menghitung transport neutron yang terjadi pada reaktor nuklir. Hasil penampang lintang digunakan untuk menghitung nilai distribusi fluks neutron yang terjadi di teras reaktor. Penelitian ini menyajikan nilai penampang lintang makroskopik dari sebuah sel bahan bakar nuklir. Tahap awal dilakukan dengan menentukan bahan bakar yang digunakan yaitu uranium-plutonium nitride, kemudian fraksi massa dan fraksi volume, *cladding*, dan pendingin. Perhitungan penampang lintang makroskopik ini dilakukan dengan metode simulasi komputasi menggunakan bahasa pemrograman Borland Delphi 7.0. Program yang digunakan adalah program homogenisasi sel dengan data *library* JFS-3-J33 dari JAEA (*Japan Atomic Energy Agency*) yang menghasilkan nilai penampang lintang makroskopik untuk 70 grup energi. Hasil analisis menunjukkan nilai reaksi penampang lintang makroskopik hamburan dan serapan untuk nuklida uranium pada energi 1 MeV memiliki nilai yang hampir sama dengan referensi yaitu U-235 dengan nilai $\Sigma_a = 5,29 \cdot 10^{-3} \text{ cm}^{-1}$, $\Sigma_t = 3,27 \cdot 10^{-1} \text{ cm}^{-1}$ dan U-238 dengan nilai $\Sigma_a = 5,55 \cdot 10^{-3} \text{ cm}^{-1}$, $\Sigma_t = 3,38 \cdot 10^{-1} \text{ cm}^{-1}$, sedangkan plutonium mengalami sedikit penyimpangan karena kurang dominan dibandingkan uranium dalam kapasitas sel bahan bakar nuklir.

Kata kunci: penampang lintang makroskopik, sel bahan bakar nuklir, reaktor cepat

CALCULATION OF MACROSCOPIC CROSS SECTION IN NUCLEAR FUEL CELL AT FAST REACTOR

ABSTRACT

Macroscopic cross section has an important role in the neutron transport calculation that occurs in a nuclear reactor. The result of the cross section is used to calculate the neutron flux distribution in the reactor core. This study presents the quantity of macroscopic cross section of a nuclear fuel cell. The initial work is the selection of uranium-plutonium nitride as fuel, followed by mass fraction, volume fraction, cladding and coolant. The macroscopic cross section calculations is performed with computer simulation method using Borland Delphi 7.0. The program is used a cell homogenization code with a library data JFS-3J33 from JAEA (Japan Atomic Energy Agency) that generates of the macroscopic cross section for 70 groups of energy. The analysis showed that the macroscopic cross section of the scattering and absorption of uranium nuclides in energy of 1 MeV gives results in accordance with reference, that are U-235 has a value $\Sigma_a = 5,29 \cdot 10^{-3} \text{ cm}^{-1}$, $\Sigma_t = 3,27 \cdot 10^{-1} \text{ cm}^{-1}$ and U-238 with a value of $\Sigma_a = 5,55 \cdot 10^{-3} \text{ cm}^{-1}$, $\Sigma_t = 3,38 \cdot 10^{-1} \text{ cm}^{-1}$, except for plutonium because the one is not dominant than uranium in the composition of nuclear fuel cell.

Keyword : macroscopic cross section, nuclear fuel cell, fast reactor