

BAB I PENDAHULUAN

1.1 Latar Belakang

Persoalan utama dalam reaktor nuklir adalah menentukan distribusi fluks neutron dalam reaktor sebagai fungsi waktu, posisi dan kecepatan, karena distribusi neutron akan menentukan laju dari sejumlah reaksi nuklir yang terjadi di dalam reaktor. Dengan mempelajari perilaku distribusi ini maka dapat diprediksi kestabilan reaksi fisi berantai. Untuk itu perlu pengkajian lebih dalam untuk menentukan distribusi neutron sebagai suatu aliran (*stream*) dalam teras reaktor.

Pada dekade terakhir ini dengan berkembangnya desain reaktor maju (*Advanced Reactor*) serta peningkatan daya dan memori komputer, diperlukan suatu penyelesaian persamaan transpor neutron yang lebih akurat (Postma, 2000). Metode-metode numerik yang tengah dikembangkan untuk menyelesaikan persamaan transpor neutron antara lain metode diskrit ordinat (S_N), metode harmonik bola (P_N), metode *Monte Carlo* (MC), *Collision Probability Method* (CPM) dan *Method of Characteristics* (MOC). Beberapa metode di atas diselesaikan dengan menggunakan syarat batas dan berbagai pendekatan, sehingga hasil yang diperoleh dapat mewakili solusi yang diharapkan (Shafii, 2013).

Dari sekian banyak metode penyelesaian persamaan transpor di atas, maka di dalam penelitian ini akan dibatasi dengan menggunakan CPM dan MOC dalam keadaan homogen dan tidak homogen. Untuk menghitung nilai dari matriks P_{ij} dan distribusi fluks neutron dalam sel bahan bakar U-235 dan U-238 berbentuk *slab*. Seperti diketahui bahwa U-235 merupakan bahan fisil dan U-238 merupakan bahan fertil yang dapat berfisi.

Beberapa penelitian telah dilakukan untuk penyelesaian persamaan transpor neutron dalam reaktor nuklir dengan berbagai metode dan pendekatan fungsi. Tabuchi dan Yamamoto (2007) menjelaskan bahwa tingkat akurasi set kuadratur TY (Tabuichi-Yamamoto) pada MOC lebih baik dibandingkan pendekatan *Leonard Optimum* (LO), *Gauss Legendre* (GL) dan *Uniform Distribution* (UD). Pada set kuadratur TY digunakan fungsi Bickley-Naylor (fungsi integral eksponen) orde 3 yang akan digunakan dalam penyelesaian fluks neutron pada geometri *slab* di dalam penelitian ini.

Garis (1991) menjelaskan bahwa solusi numerik penyelesaian persamaan transpor neutron harus mampu menjelaskan perilaku neutron di dalam reaktor. Beberapa metode telah dikembangkan secara analitik mulai dari geometri sederhana seperti *slab* hingga ke dalam perhitungan reaktor kompleks.

Mtsetfwa (2012) telah menghitung P_{ij} di dalam sel bahan bakar berbentuk *slab* dengan membandingkan metode CP dan S_N . Berdasarkan penelitian tersebut diperoleh bahwa metode CP lebih efisien dalam perhitungan P_{ij} dan fluks neutron di dalam sel bahan bakar baik dari segi ketelitian hingga waktu perhitungan.

Shafii (2012) menjelaskan beberapa pendekatan untuk penyelesaian persamaan transpor neutron seperti S_N , P_N , MC, CP dan MOC bertujuan untuk mengikuti perkembangan dari reaktor maju yang lebih akurat, karena penyelesaian-penyelesaian tersebut tidak menggunakan pendekatan difusi. Metode CP memiliki keunggulan daripada metode lainnya, seperti tidak memerlukan waktu komputasi yang lama, geometri yang fleksibel dan umum

dipakai. Metode CP yang mendasarkan diri pada integral transpor telah terbukti sangat efektif dan cocok dalam menyelesaikan masalah transpor neutron dalam reaktor nuklir, terutama untuk menghitung matriks CP dan distribusi fluks di setiap *region* dalam sel bahan bakar nuklir (Shafii, 2013)

Beberapa penelitian di atas merupakan rujukan untuk memulai penelitian ini. Berbeda dengan penelitian sebelumnya, pada penelitian ini dilakukan perbandingan nilai P_{ij} dan distribusi fluks neutron menggunakan metode MOC dan CP serta menghitung *CPU Time* dalam sel bahan bakar berbentuk *slab*. Pada penelitian ini digunakan geometri *slab* karena dalam studi awal mempelajari kerja reaktor maka *slab* merupakan titik acuan pertama untuk mengetahui bagaimana distribusi fluks dan perilaku neutron di dalam reaktor.

Penelitian ini diharapkan dapat menjadi dasar dalam menyelesaikan permasalahan fluks neutron yang lebih kompleks baik di tingkat *fuel*, *assembly* dan teras reaktor secara keseluruhan.

1.2 Tujuan dan Manfaat Penelitian

Tujuan dari penelitian ini adalah untuk melakukan perbandingan penyelesaian transpor neutron menggunakan CP dan MOC dalam sel bahan bakar berbentuk *slab*. Untuk mencapai tujuan tersebut, beberapa tahapan harus dilakukan yaitu :

1. Membandingkan hasil dari matriks P_{ij} menggunakan metode CP dan MOC pada sel bahan bakar U-235 dan U-238 dalam geometri *slab*.
2. Menghitung dan membandingkan waktu yang dibutuhkan untuk melakukan perhitungan (*CPU Time*) dari matriks P_{ij} .

3. Membandingkan distribusi fluks neutron menggunakan metode CP dan MOC, serta membuat grafik hubungan antara jumlah distribusi neutron antar *region* di dalam *slab*

Sedangkan manfaat dari penelitian ini adalah untuk memahami dan menjelaskan bahwa ada begitu banyak penyelesaian yang digunakan dalam persamaan transpor neutron, yang mana di dalam tiap-tiap pendekatan yang digunakan memiliki ciri khas dan karakteristik tertentu.

1.3 Ruang Lingkup dan Batasan Masalah

Ruang lingkup dan batasan penelitian ini yaitu menghitung nilai dari matriks P_{ij} dari sel bahan bakar U-235 dan U-238 dalam keadaan homogen dan tidak homogen serta menghitung distribusi fluks neutron menggunakan metode CP dan MOC. Keadaan homogen merupakan keadaan dimana sel bahan bakar memiliki nilai penampang lintang hamburan dan penampang lintang total tiap *region* bernilai sama. Sedangkan keadaan tidak homogen merupakan keadaan dimana nilai penampang lintang total dan hamburan tiap *region* berbeda. Matlab R2013a digunakan sebagai alat bantu dalam melakukan perhitungan kuantitatif dan memperlihatkan bentuk dari grafik hubungan antara fluks neutron dengan panjang *slab*.