

BAB I PENDAHULUAN

1.1 Latar Belakang

Analisis neutronik merupakan bagian yang paling sulit dalam mempelajari sistem reaktor nuklir, disamping masalah termal hidrolis dan keselamatan reaktor. Masalah neutron ini digambarkan sebagai persamaan transport integro-diferensial dengan variabel energi, ruang dan waktu (Duderstadt dan Hamilton, 1976). Transport neutron ini sangat penting untuk diselesaikan karena distribusi neutron berkaitan dengan distribusi daya reaktor. Untuk merancang reaktor nuklir dengan baik, perlu untuk memprediksi bagaimana neutron didistribusikan ke seluruh sistem. Sayangnya, menentukan distribusi neutron adalah masalah yang sulit secara umum (Lamarsh dan Baratta, 2001). Hal ini terjadi karena neutron dalam teras reaktor bergerak secara acak sebagai akibat dari tumbukan dengan nuklida yang terus berulang. Untuk itu dibuat perkiraan bahwa efek keseluruhan dari tumbukan ini adalah neutron akan mengalami semacam difusi dalam teras reaktor. Selanjutnya, nilai perkiraan distribusi neutron dapat ditentukan dengan menyelesaikan persamaan difusi. Metode ini biasanya disebut sebagai pendekatan difusi. Meskipun sekarang sudah banyak metode yang telah dikembangkan, namun sampai sejauh ini perhitungan difusi masih diyakini sebagai metode utama dalam desain teras reaktor (Tahara dan Sekimoto, 2002). Metode difusi ini masih banyak digunakan untuk memberikan perkiraan pertama sifat reaktor.

Distribusi fluks neutron ideal akan tercapai jika fluksnya sempurna, yaitu fluks rata-rata sama dengan fluks maksimal. Namun, distribusi fluks yang sempurna datar merupakan hal yang sulit tercapai. Salah satu cara untuk meningkatkan fluks ideal tanpa meningkatkan fluks maksimum adalah dengan menghitung lintasan bebas rata-rata neutron (LBR). LBR neutron adalah jarak yang ditempuh neutron sebelum bertumbukan dengan nuklida (Jevremonic, 2005). Lintasan bebas rata-rata ini menentukan seberapa jauh perjalanan neutron sebelum mengenai inti atom dan berpartisipasi dalam jenis reaksi yang dibentuk. Didalam teori LBR, material dengan penyerapan tinggi memiliki nilai LBR yang pendek atau kecil. Dalam perhitungan, nilai LBR dipengaruhi oleh nilai penampang lintang makroskopik, distribusi fluks neutron dan koefisien difusi neutron. Perhitungan nilai LBR pada penelitian ini juga akan dapat membandingkan hasil penelitian dengan teori yang ada dan mengetahui bagaimana interaksi neutron dengan materi.

Penyelesaian persamaan difusi memberikan bentuk distribusi fluks neutron terhadap ruang dan energi. Pada persamaan ini energi neutron diasumsikan memiliki grup-grup energi, sehingga persamaannya disebut persamaan difusi multigrup. Yunanda (2019) meneliti tentang nilai koefisien difusi neutron sebagai fungsi energi menggunakan persamaan difusi multigrup dengan nilai penampang lintang makroskopik sebagai nilai masukan pada perhitungan. Didapat hasil bahwa nilai distribusi fluks neutron dipengaruhi oleh nilai penampang lintang makroskopik, nilai koefisien difusi terhadap jarak ekstrapolasi hanya akurat pada grup energi cepat, dan nilai koefisien difusi terhadap fungsi energi lebih besar pada bahan fisil daripada

bahan fertil. Nilai koefisien difusi ini tentunya akan berpengaruh sebagai acuan dalam penelitian ini untuk mendapatkan besar nilai LBR.

Data penampang lintang makroskopik yang diperlukan dari penelitian ini mengacu pada hasil penelitian dari Aini (2014). Menurut Aini (2014), dari hasil homogenisasi sel bahan bakar nuklir pada reaktor cepat dengan bahan bakar uranium-plutonium nitride (U-PuN) dan pendingin timbal-bismut (Pb-Bi), didapatkan grafik penampang lintang makroskopik total untuk nuklida uranium dan plutonium mengalami tumpang tindih (*overlap*) di daerah energi tinggi (*unresolved resonance*), memberikan hasil yang sesuai dengan referensi yaitu neutron cepat bereaksi pada energi tinggi.

Usman (2017) telah melakukan penelitian mengenai bentuk geometri *slab* teras reaktor. Dalam perhitungan matriks P_{ij} serta distribusi fluks neutron pada sel bahan bakar U-235 dan U-238 dalam dua kondisi yaitu homogen dan tidak homogen. Dari penelitian didapatkan hasil bahwa nilai P_{ij} dan distribusi fluks neutron pada keadaan homogen lebih baik dan seragam dibandingkan pada keadaan tidak homogen.

Berbeda dengan penelitian sebelumnya, penelitian ini akan menentukan LBR neutron di dalam teras reaktor berbentuk *slab* satu dimensi sebagai fungsi energi. Teras reaktor ini diasumsikan tersusun atas sel-sel bahan bakar nuklir yang bersifat homogen. Penelitian ini merupakan bagian dari lanjutan analisis neutronik yaitu menentukan lintasan bebas rata-rata neutron (LBR) di dalam sel bahan bakar sebagai fungsi energi. Penelitian ini menggunakan desain jenis reaktor cepat dan

menggunakan uranium-plutonium nitride (U-PuN) sebagai bahan bakar dan timbal-bismut (Pb-Bi) sebagai pendingin. Penelitian ini dimulai dengan menghitung fluks neutron di level sel bahan bakar. Perhitungan LBR pada penelitian ini akan melengkapi data analisis secara neutronik sehingga perancangan reaktor nuklir yang mungkin akan dibuat nantinya menjadi semakin baik. Data penampang lintang makroskopik yang diperoleh dari Aini (2014) tersebut selanjutnya digunakan untuk menentukan LBR berdasarkan penyelesaian persamaan difusi multigrup satu dimensi pada reaktor berbentuk *slab*. Penelitian ini berupa pengembangan program komputasi nuklir menggunakan pemrograman Pascal.

1.2 Tujuan dan Manfaat Penelitian

Tujuan dari penelitian ini untuk menentukan lintasan bebas rata-rata neutron berdasarkan penyelesaian persamaan difusi multigrup satu dimensi pada reaktor berbentuk *slab*.

Manfaat dari penelitian ini adalah untuk memperoleh bentuk fluks ideal dengan pendekatan difusi.

1.3 Ruang Lingkup dan Batasan Masalah

Pada penelitian ini analisis hanya dilakukan terhadap perhitungan nilai LBR pada jenis reaktor cepat berbentuk *slab* berhingga dengan ukuran teras 20 cm menggunakan persamaan difusi multigrup satu dimensi arah sumbu-x. Data *library* yang digunakan dalam penelitian ini adalah JFS-3-J33 70 grup yang merupakan *library* dari kode komputer SLAROM dari JAEA (*Japan Atomic Energy Agency*).

Bahan bakar yang digunakan sebagai perhitungan nilai LBR dalam penelitian ini yaitu U-235, U-238 dan Pu-239.

