

BAB I PENDAHULUAN

1.1 Latar Belakang

Seiring dengan pertumbuhan penduduk di Indonesia yang semakin meningkat, sumber energi yang dibutuhkan juga semakin besar. Salah satu sumber energi yang sangat dibutuhkan yaitu energi listrik. PLTN (Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir) menjadi salah satu sumber energi listrik alternatif yang memiliki beberapa keunggulan diantaranya biaya operasi murah, aman, dan tidak mencemari lingkungan (Monita dkk., 2015).

Penelitian dan pengembangan terhadap reaktor nuklir terus dilakukan untuk mendapatkan reaktor nuklir generasi maju yang inovatif dengan keselamatan tinggi, menggantikan generasi sekarang (Gen III/ Gen III+). Reaktor generasi III / III+ adalah reaktor lanjutan dari beberapa reaktor generasi I dan generasi II yaitu dengan meningkatkan sistem keamanan pada reaktor (World Nuclear, 2012). Saat ini, perkembangan teknologi reaktor telah mencapai tahap penelitian dan pengembangan reaktor generasi IV (sistem reaktor maju) yang merupakan pengembangan inovatif dari reaktor nuklir generasi sebelumnya (Anggoro dkk., 2013). Reaktor generasi IV dirancang tidak hanya menghasilkan energi listrik, tetapi juga dapat menghasilkan energi termal (Simanjuntak, 2017).

Sodium Cooled Fast Reactor (SFR) termasuk jenis reaktor generasi ke-IV dengan Sodium sebagai pendinginnya (Suwoto dan Zuhair, 2012). SFR memiliki siklus bahan bakar tertutup yang mempunyai temperatur keluaran sekitar 510°C-550°C dengan rentang daya 1500-1700 MWe, selain itu sodium atau natrium

berbentuk padat pada temperatur kamar dan mencair pada temperatur 98.1°C dan mulai menguap pada suhu 892°C . Sodium memiliki temperatur operasi yang lebar dibanding air biasa (H_2O) dan mempunyai panas spesifik yang besar, maka sangat bagus digunakan sebagai media perpindahan panas (Suwoto dan Zuhair, 2009). Akan tetapi, sodium berbahaya bila berinteraksi dengan air atau udara sehingga cukup rawan kebakaran (Monti, 2011).

Perancangan reaktor memerlukan analisis yang komprehensif, yaitu meliputi analisis neutronik, analisis termal hidrolis dan analisis keamanan. Analisis neutronik adalah tahap analisis yang berhubungan dengan perilaku neutron di dalam teras reaktor. Secara umum analisis ini membahas mengenai populasi neutron, fluks neutron, faktor multiplikasi, distribusi sumber neutron, dan distribusi daya.

Analisis neutronik pada reaktor cepat dengan variasi bahan bakar telah dilakukan oleh Cinantya (2014). Penelitian dilakukan dengan perhitungan komputasi terhadap reaktor cepat berpendingin logam cair Pb-Bi dengan variasi tiga jenis bahan bakar campuran yaitu UN-PuN, UC-PuC, dan MOX. Berdasarkan distribusi fluks neutron dan distribusi daya yang dihasilkan, maka penggunaan bahan bakar UN-PuN pada reaktor cepat berpendingin Pb-Bi menunjukkan kinerja neutronik yang optimal.

Sari (2016) telah melakukan penelitian analisis neutronik *super critical water reactor* (SCWR) dengan variasi bahan bakar UN-PuN, UC-PuC, dan MOX. Analisis neutronik SCWR menggunakan perhitungan komputasi program SRAC (*Standart Thermal Analysis Reactor Code System*) dengan air ringan (H_2O)

sebagai pendinginnya. Dari hasil perhitungan komputasi diperoleh bahan bakar UN-PuN dan MOX paling optimal didapatkan pada fraksi 50%. Sedangkan UC-PuC dibutuhkan fraksi bahan bakar yang lebih tinggi untuk mencapai keadaan reaktor yang optimal, menghasilkan nilai faktor multiplikasi (k_{eff}) dan level *burn - up* yang paling optimal.

Douglas L dkk. (2007) telah melakukan penelitian *fuels for sodium-cooled fast reactors: US perspective* dengan menggunakan bahan bakar MOX, U-Zr dan campuran karbida. Ketiga jenis bahan bakar yang digunakan mampu memenuhi persyaratan bahan bakar reaktor cepat berpendingin natrium. Ketiga jenis bahan bakar yang digunakan memiliki potensi pembakaran hingga 200 GWd dan bahan bakar MOX dapat menghasilkan neutron cepat sebanyak 4×10^{23} n/cm².

Andris (2016) melakukan penelitian optimasi ukuran teras reaktor cepat berpendingin gas dengan uranium alam sebagai bahan bakar. Optimasi ukuran teras dilakukan untuk model teras silinder dua dimensi R-Z pada volume 8 m³, 14 m³ dan 20 m³. Hasil perhitungan menunjukkan bahwa untuk teras dengan volume 8 m³ dan 14 m³ diperoleh nilai k_{eff} antara 0,95 sampai 1,05 (reaktor berada dalam keadaan kritis) dan untuk volume 20 m³ $k_{eff} > 1,05$ (keadaan superkritis) dengan ayunan reaktivitas $\pm 0,05$. Teras dengan model paling pipih pada volume 8 m³ merupakan model yang direkomendasikan untuk desain reaktor karena menghasilkan kinerja neutronik reaktor yang optimal dibandingkan model lain.

Guska (2016) telah melakukan analisis densitas nuklida *lead-bismuth cooled fast reactor* (LFR) berdasarkan variasi daya keluaran. Model teras adalah

cylinder dua dimensi R-Z dengan lima variasi daya keluaran yaitu 300, 350, 400, 450, dan 500 MWTh. Hasil simulasi menunjukkan bahwa daya 300 MWTh mempunyai nilai Inte.C.R dan densitas nuklida yang paling optimal (memiliki nilai yang paling besar dibandingkan dengan daya keluaran yang lain sehingga bisa digunakan dalam pengoperasian reaktor dalam jangka panjang).

Penelitian ini menjelaskan analisis neutronik pada reaktor cepat berpendingin sodium dengan variasi bahan bakar yaitu U-Zr, UN-PuN, dan MOX. U-Zr merupakan campuran Uranium dengan Zirkonium. Zirkonium merupakan material yang tahan terhadap korosi dan memiliki daya serap neutron yang rendah. Bahan bakar UN-PuN adalah bahan bakar campuran yang memiliki titik leleh ~ 2500 °C dan konduktivitas termal yang tinggi, sedangkan MOX biasa disebut dengan *mixed oxide* memiliki temperatur leleh ~ 2750 °C. Perbedaan penelitian ini dengan penelitian sebelumnya yaitu pada jenis pendingin yang digunakan dan bahan bakarnya. Penelitian ini menggunakan strategi *shuffling* sebagai periode *refueling*-nya (pengisian bahan bakarnya). Strategi *shuffling* merupakan strategi yang digunakan agar reaktor dapat beroperasi tanpa dilakukan pengayaan dan menggunakan uranium alam sebagai bahan bakarnya. Penelitian ini untuk menentukan faktor multiplikasi, faktor *burn up*, integral konversi rasio (Inte C.R), dan densitas nuklida yang dapat menentukan jenis bahan bakar yang memiliki kinerja optimal untuk digunakan pada reaktor SFR.

1.2 Tujuan dan Manfaat Penelitian

Penelitian ini bertujuan untuk mengetahui parameter neutronik seperti faktor multiplikasi efektif, faktor multiplikasi infinitif, level *burn up*, Inte C.R, dan

densitas nuklida pada reaktor cepat berpendingin Sodium dengan variasi bahan bakar U-Zr, UN-PuN dan MOX. Dari penelitian ini diharapkan dapat diperoleh jenis bahan bakar dengan kerja neutronik yang paling optimal untuk digunakan pada reaktor SFR.

1.3 Ruang Lingkup dan Batasan Masalah

Penelitian ini dilakukan pada jenis reaktor SFR dengan teras berbentuk silinder, berdaya 550 MWth, periode *refuelling* 10 tahun, dengan waktu operasinya 100 tahun. Penelitian ini dilakukan untuk menentukan parameter neutronik pada teras reaktor dengan program SRAC yang dikeluarkan oleh JAERI (*Japan Atomic Energy Research Institute*).

