

BAB I

PENDAHULUAN

1.1 Latar Belakang

Dunia kini menghadapi dilema energi yang mendesak, di mana kebutuhan energi global meningkat akibat pertumbuhan populasi, namun pada saat yang sama, keharusan untuk melakukan transisi dari energi fosil yang tidak berkelanjutan menjadi semakin kritis. Energi nuklir telah menjadi sumber utama listrik dunia dengan dasar pertimbangan ekonomi dan strategi sumber daya alam dalam empat puluh tahun terakhir. Kontribusi energi nuklir terhadap pasokan energi sekitar 6% dan pasokan listrik sekitar 17% dari total listrik dunia (Rozi et al., 2023).

Negara-negara dengan kapasitas pembangkit energi nuklir terbesar saat ini adalah Amerika Serikat, Prancis, Jepang, Rusia, Korea Selatan, Inggris, Kanada, Ukraina, Cina dan Spanyol yang didasarkan pada pertimbangan keuntungan ekonomi dari tenaga nuklir, biaya siklus bahan bakar yang relatif rendah untuk menghindari emisi CO₂, SO₂, NO_x dan juga emisi partikular lainnya. Akan tetapi, masalah biaya awal atau modal Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir (PLTN) konvensional yang lebih tinggi dibandingkan pembangkit listrik lainnya seperti pembangkit berbahan bakar fosil menjadi salah satu hambatan (Kessler, 2012).

Kemudian dilihat dari kecenderungan semakin menipisnya bahan bakar fosil, serta tidak meratanya kontribusi sumber daya energi fosil dan juga untuk mendukung perluasan energi terbarukan yang berkelanjutan di seluruh dunia, maka perlunya sistem energi tenaga nuklir untuk mengimbangi intermittensi sumber energi terbarukan serta menggantikan energi fosil (Aldebie et al., 2023).

Di tengah tantangan tersebut, sebuah solusi inovatif telah muncul, *Small Modular Reactor* (SMR), yakni salah satu reaktor fisi yang digunakan dan dalam pengembangan saat ini dengan tingkat efisiensi yang tinggi dan banyak keunggulan. SMR merupakan pengembangan signifikan dari reaktor nuklir konvensional karena keunggulannya, seperti desain yang ringkas, ekonomis, fitur keselamatan yang ditingkatkan dan skalabilitas untuk berbagai kebutuhan daya keluaran (Bautista dan Cervera, 2025).

Indonesia merupakan negara kepulauan yang terdiri dari sekitar 17.500 pulau besar, sedang dan kecil, seperti beberapa pulau besar, yaitu Jawa, Sumatera, Kalimantan, Sulawesi dan Papua. Dengan luas wilayah sekitar 1,9 juta mil persegi termasuk lautan dan jumlah penduduk sekitar 250 juta jiwa dengan rasio 1,21% pada tahun 2015, maka berdasarkan kondisi tersebut, Indonesia membutuhkan permintaan dan pasokan energi yang tinggi di masa mendatang. Hasil kajian ekonomi dan energi nasional menunjukkan bahwa energi nuklir akan menjadi bagian dari sumber energi dalam kebijakan bauran energi nasional bersamaan dengan sumber energi fosil, gas, air dan energi terbarukan lainnya dalam upaya memenuhi kebutuhan energi (Udiyani et al., 2018).

Rencana pembangunan PLTN di Indonesia telah banyak dibicarakan. Salah satunya adalah SMR. Namun Indonesia perlu mempersiapkan sumber daya manusia yang merupakan salah satu aspek penting yang perlu diperhatikan sebelum membangun atau mengadopsi teknologi PLTN. Maka dari itu dibutuhkan pendalaman studi dan penelitian, sehingga mampu menggambarkan dinamika teras reaktor yang kemudian dapat digunakan untuk mengedukasi masyarakat tentang proses-proses di dalam reaktor nuklir (Septawijaya et al., 2024).

Pendalaman studi sebuah PLTN mulai dari rancangan, konsep, simulasi sampai pada prototipe harus dilakukan. Negara-negara pengembang energi nuklir telah melakukan hal tersebut. Khusus untuk rancangan reaktor, digunakan Monte Carlo N-Particles (MCNP) yang merupakan program dengan metode Monte Carlo yang bersifat statistik. Perkembangan komputasi yang terus meningkat pesat, menjadikan perhitungan neutronik menjadi lebih praktis dengan kemampuan MCNP untuk memodelkan geometri tiga dimensi yang kompleks secara lebih akurat (Rabir et al., 2012) serta digunakan untuk menentukan nilai faktor penggandaan efektif (K_{eff}) seluruh teras reaktor dan melakukan simulasi gerakan acak sebuah partikel (misalnya neutron hasil reaksi fisi) mulai dari neutron tersebut lahir sampai neutron tersebut diserap oleh material penyusun teras reaktor (X-5 Monte Carlo Team, 2003). Di sisi lain, ANSYS dapat digunakan dalam perhitungan hidrolis termal yang meliputi perhitungan distribusi suhu di seluruh bagian reaktor, yaitu di teras dan di generator uap *steam generator* (SG) baik suhu bahan bakar, suhu bahan

pendingin maupun suhu *cladding* dan gap, begitu juga tekanan di dalam reaktor dan semua aspek sirkulasi pendingin di dalam reaktor (Abdullah et al., 2010).

Berdasarkan latar belakang tersebut dan dengan merujuk pada kebaruan penelitian model reaktor, jumlah neutron pemantik, pengayaan dan pengisian ulang bahan bakar dengan tujuan untuk menganalisis aspek neutronik reaktor menggunakan perangkat lunak MCNP6 dan aspek hidrolis termal dengan perangkat lunak ANSYS, yang akan menjadi dasar untuk mengevaluasi faktor keselamatan reaktor FUJI-U3 dengan berfokus pada pengembangan metode penggabungan yang efektif antara MCNP6 dan ANSYS, penelitian ini diharapkan memberikan kontribusi tertentu untuk kajian PLTN khususnya SMR bagi Indonesia. Jenis reaktor ini sangat baik untuk dikaji dan dikembangkan oleh Indonesia sebagai negara kepulauan agar mempersiapkan sumber daya manusia dalam mengadopsi teknologi nuklir sehingga persebaran energi dapat merata di seluruh pelosok negeri.

1.2 Rumusan Masalah

Merujuk pada latar belakang yang telah diuraikan sebelumnya, maka yang menjadi rumusan masalah dalam penelitian ini adalah:

1. Bagaimana analisis aspek neutronik reaktor FUJI-U3 menggunakan MCNP6?
2. Bagaimana analisis aspek hidrolis termal reaktor FUJI-U3 menggunakan ANSYS?
3. Bagaimana analisis faktor keselamatan reaktor FUJI-U3?
4. Bagaimana metode penggabungan yang efektif antara MCNP6 untuk analisis neutron dan ANSYS untuk analisis hidrolis termal?

1.3 Tujuan Penelitian

Berdasarkan rumusan masalah yang telah diuraikan, tujuan dari penelitian ini adalah:

1. Menganalisis aspek neutronik reaktor FUJI-U3 menggunakan perangkat lunak MCNP6.
2. Menganalisis aspek hidrolis termal reaktor FUJI-U3 menggunakan perangkat lunak ANSYS.

3. Menganalisis faktor keselamatan reaktor FUJI-U3.
4. Mengembangkan metode penggabungan yang efektif antara MCNP6 untuk analisis neutronik dan ANSYS untuk analisis hidrolik termal.

1.4 Batasan Masalah

Adapun beberapa batasan masalah yang diambil pada penelitian ini, antara lain sebagai berikut:

1. Pemodelan dan analisis difokuskan pada teras reaktor *Small Modular Reactor* (SMR) tipe FUJI-U3.
2. Penelitian ini menggunakan pendekatan komputasi/simulasi perangkat lunak (MCNP6 untuk analisis neutronik dan ANSYS Fluent untuk analisis hidrolik termal) tanpa melibatkan pengujian eksperimental secara langsung.
3. Pemodelan material dan fraksi bahan bakar garam cair hanya dilakukan dengan memvariasikan tingkat pengayaan Uranium-233 sebesar 1,0%, 1,5%, 2,0%, 2,5% dan 3,0%.
4. Pemodelan penyisipan batang kendali (*control rod*) hanya diimplementasikan pada skenario pengayaan tertinggi (3%) dan dibatasi hanya untuk melihat efek penurunan nilai K_{eff} , tanpa melakukan analisis dinamika pergerakan atau nilai *shutdown* margin secara mendalam.
5. Simulasi perpindahan panas menggunakan ANSYS tidak dilakukan pada keseluruhan teras reaktor, melainkan hanya difokuskan pada saluran terpanas (*hot channel*) yang berada di zona Inti-2 (Core-2) menggunakan pendekatan saluran heksagonal tunggal.
6. Pemodelan dinamika fluida tidak mencakup skenario kecelakaan operasional seperti *Loss of Flow Accident* (LOFA) atau *Loss of Heat Sink*, melainkan diasumsikan pada kondisi operasi normal (*steady-state*).
7. Integrasi antara MCNP6 dan ANSYS dibatasi pada metode kopling satu arah (*one-way coupling*) yang bersifat statis. Data densitas daya puncak dari pengayaan 3% di MCNP6 hanya diekstraksi secara manual sebagai kondisi batas (*boundary condition/source term*) di ANSYS dan tidak

memperhitungkan umpan balik dinamik (*feedback*) dari pemuaian/perubahan densitas fluida kembali ke perhitungan neutronik MCNP.

1.5 Manfaat Penelitian

Hasil penelitian ini diharapkan dapat digunakan sebagai referensi penelitian selanjutnya pada bidang nuklir dan SMR, memperkaya literatur mengenai analisis neutronik dan hidrolik termal menggunakan program MCNP dan ANSYS, memberikan pemahaman tentang konsep neutronik dan termodinamika yang dapat diimplementasikan serta dievaluasi menjadi dasar pengoperasian dan optimalisasi PLTN, khususnya SMR dan menjadi acuan dalam pengembangan PLTN di Indonesia.

1.6 Originalitas Penelitian

Tabel 1. 1 Ringkasan penelitian terdahulu

NO	PENELITIAN	HASIL PENELITIAN	GAP PENELITIAN
1	(Aldebie et al., 2023), <i>Neutronic and Thermal Analysis of Heat Pipe Cooled Graphite Moderated Micro Reactor</i>	Desain yang diteliti untuk reaktor mikro <i>Heat Pipe Cooled Graphite Moderated</i> telah memenuhi persyaratan keselamatan, distribusi daya dan masa pakai inti. Penelitian mendatang diharapkan akan fokus pada pengembangan model termal yang lebih canggih dan validasi eksperimental.	Model geometri reaktor, jumlah neutron pemantik, pendingin, moderator, pengayaan dan pengisian ulang bahan bakar.
2	(J. Li et al., 2023), <i>Study on Neutronics Modeling with 22.5° Model Using ANSYS for CFETR</i>	Penelitian ini menampilkan hasil dari metode untuk mengkonversi model CAD ke MCNP secara efisien menggunakan ANSYS, memungkinkan pemodelan parametrik dan penyesuaian cepat. Model neutronika akhir telah divalidasi dan menunjukkan akurasi dalam perhitungan kinerja nuklir.	
3	(Rabir et al., 2012), <i>Modeling the PUSPATI TRIGA Reactor Using MCNP Code</i>	Hasil analisis kekritisasi, fluks neutron dan penghitungan daya inti RTP dilakukan dengan energi kontinu tiga dimensi menggunakan kode Monte Carlo MCNP. Konsistensi dan keakuratan model RTP MCNP yang dikembangkan ditentukan dengan membandingkan perhitungan dengan hasil eksperimen dan kode TRIGLAV dan mendapatkan hasil yang baik.	Analisis termohidrolik.
4	(Setiyo dan Munir, 2010), Analisis Distribusi Suhu Aksial Teras dan Penentuan K_{eff} PLTN <i>Pebble Bed Modular Reactor</i> (PMBR) 10 MWE Menggunakan Metode MNCP 5	Penelitian ini mendapatkan hasil perhitungan suhu rata-rata pendingin dalam teras reaktor adalah sebesar 893,635 K, kondisi kritis reaktor PLTN PBMR 10 MWe didapatkan pada pengayaan bahan bakar sebesar 8,6% dan reaktor memiliki nilai koefisien reaktifitas negatif pada semua pengayaan bahan bakar, sehingga memenuhi standar keamanan reaktor.	Model geometri reaktor, pendingin, moderator, pengayaan dan pengisian ulang bahan bakar.

(Lanjutan Tabel 1.1)

5	(Wulandari et al., 2021), <i>Comparatives Studies in Molten Salt Reactor FUJI-U3 with Various Power</i>	Telah dilakukan studi perbandingan pada FUJI-U3 sebagai salah satu tipe MSR dengan daya bervariasi 120-150 MWt. Ketika daya operasi dinaikkan, nilai K_{eff} akan menurun. Pada rentang energi termal, spektrum neutron reaktor ini lebih tinggi daripada pada rentang energi cepat dan inti 2 memiliki spektrum puncak tertinggi karena memiliki fraksi volume bahan bakar terendah.	MNCP 6, ANSYS dan daya reaktor.
6	(Susyadi et al., 2016), Investigasi Karakteristik Termohidrolika Teras Reaktor Daya Kecil dengan Pendinginan Sirkulasi Alam Menggunakan Relap5	Penelitian ini menunjukkan bahwa saat beroperasi pada daya nominalnya, reaktor memiliki margin temperatur pendidihan sebesar 2K lebih baik dari reaktor PWR konvensional berdaya besar. Selain itu, keunggulan margin keselamatan reaktor modular daya kecil ini juga ditunjukkan dari naiknya laju alir mengikuti kenaikan dayanya yang berarti memiliki sifat keselamatan yang melekat (<i>inherent safety</i>).	Analisis neutronik, ANSYS, geometri dan model reaktor.

Berdasarkan Tabel 1.1, gap penelitian utama yang akan dikaji lebih dalam dalam penelitian ini adalah metode penggabungan yang efektif antara analisis neutronik (menggunakan MCNP6) dan analisis hidrolik termal (menggunakan ANSYS), terutama untuk reaktor spesifik FUJI-U3, guna mendapatkan pemahaman yang lebih komprehensif tentang performa dan faktor keselamatan reaktor, di mana penelitian yang ada sebelumnya cenderung fokus pada salah satu aspek atau belum mengintegrasikan kedua simulasi tersebut secara mendalam, sehingga pada penelitian ini ditambahkan kebaruan pada model geometri reaktor, jumlah neutron pemantik, pengayaan dan pengisian ulang bahan bakar dengan mengintegrasikan simulasi MCNP *code* dan ANSYS.