

BAB II

TINJAUAN PUSTAKA

2.1 Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir

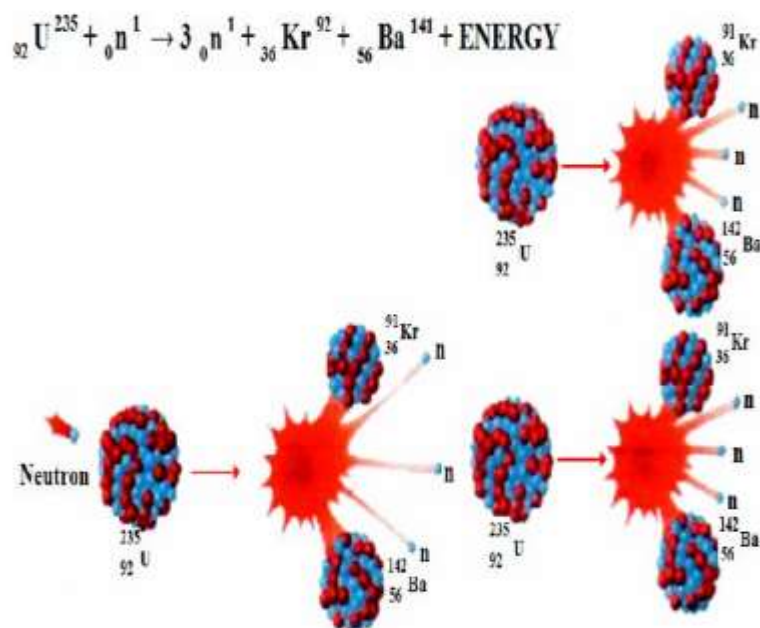
Energi nuklir adalah sumber energi terpadat di dunia. Sebuah perbandingan oleh IAEA menyatakan bahwa jumlah bahan bakar Uranium sebesar telur ayam menghasilkan lebih dari cukup daya untuk penggunaan energi seumur hidup bagi rata-rata orang. Hal ini karena setiap atom Uranium-235, isotop yang umum digunakan untuk fisi termal di dalam inti reaktor, dapat menghasilkan energi sebanyak 200 MeV (setara dengan $3,2044 \times 10^{-11}$ Joule) dalam setiap reaksi fisi (Lamarsh dan Baratta, 2001). Untuk memasok daya listrik 1.000 MW selama sehari, sebuah pembangkit nuklir hanya membutuhkan 3,5 kg Uranium. Sebagai perbandingan yang tajam, pembangkit batu bara memerlukan 9.500 ton dan pembangkit gas alam 3.000 ton untuk menghasilkan daya yang sama. Perbedaan skala yang luar biasa ini menunjukkan bagaimana sejumlah kecil materi nuklir, mampu melakukan pekerjaan yang membutuhkan ribuan ton bahan bakar fosil (Ardiansyah dan Eka Dewi, 2022).

Pada dasarnya, PLTN menghasilkan energi melalui reaksi fisi dalam bahan bakar nuklir. Ketika reaksi fisi terjadi pada bahan bakar, sejumlah besar panas dihasilkan bersama dengan beberapa neutron dan fragmen fisi, sehingga menyebabkan reaksi berantai fisi dan produksi energi (Alameri dan Alkaabi, 2020). Untuk itu, reaktor nuklir sendiri merupakan tempat terjadinya reaksi pembelahan inti (nuklir) atau dikenal sebagai reaksi fisi berantai yang terkendali (Ardanti et al., 2020).

Pengembangan energi nuklir untuk tujuan sipil seperti reaktor nuklir untuk pembangkit daya dimulai secara intensif setelah konferensi Genewa bertajuk “*On the peaceful uses of atomic energy*” yang disponsori oleh PBB pada tahun 1955 (United Nations, 1956). Pada prinsipnya sistem kerja PLTN tidak ubahnya seperti prinsip kerja dari sebuah pembangkit listrik yang memanfaatkan panas sebagai pembangkit uap. Uap air yang bertekanan tinggi digunakan untuk menggerakkan turbin, kemudian turbin menggerakkan generator dan generator menghasilkan

listrik. Perbedaan utama antara PLTN dengan pembangkit listrik tenaga konvensional terletak pada pemanfaatan bahan bakar yang digunakan untuk menguapkan air. Pada pembangkit listrik konvensional, untuk menghasilkan panas digunakan bahan bakar berupa minyak, gas alam, ataupun batu bara (energi fosil), sementara PLTN menggunakan Uranium ataupun Plutonium yang direaksikan dengan neutron dalam sebuah reaksi fisi yang akan menghasilkan panas untuk kemudian membangkitkan uap bertekanan tinggi guna memutar turbin (Suhaemi dan Djainal, 2010).

Reaksi fisi adalah pembelahan inti atom berat menjadi inti-inti atom yang lebih ringan akibat tumbukan dengan neutron, yang menghasilkan energi dalam 200 MeV yang setara dengan $3,204 \times 10^{-11}$ Joule, yang dapat dilihat pada Gambar 2.1, di mana untuk mengontrol reaksi berantai, pelepasan berantai dan pelepasan energi, maka diperlukan mekanisme pengendali seperti batang kendali yang terbuat dari bahan penyerap neutron. Mekanisme inilah yang mempertahankan kestabilan reaksi fisi berantai dan daya keluaran (Ariani, 2013).



Gambar 2. 1 Reaksi fisi berantai (Awan dan Khan, 2015)

2.1.1 Klasifikasi reaktor nuklir

Terdapat beberapa jenis reaktor nuklir dalam skala komersil. Berdasarkan besar energi yang digunakan untuk mempertahankan reaksi fisi, reaktor nuklir dapat dibagi menjadi dua jenis, yaitu:

a. Reaktor termal/lambat.

Reaktor termal/lambat merupakan reaktor nuklir yang menggunakan neutron termal. Reaktor ini dikarakterisasi oleh adanya moderator yang digunakan untuk menurunkan kecepatan neutron dan menurunkan energi kinetiknya. Pada umumnya, reaktor daya menggunakan reaktor jenis ini, seperti *Pressurized Water Reactor* (PWR) dan *Boiling Water Reactor* (BWR), *Light Water Reactor* (LWR), *Heavy Water Reactor* (HWR), *gas-cooled reactor* dan reaktor temperatur tinggi berpendingin gas (*High Temperature Gas-cooled Reactor* atau HTGR). *Light water moderated reactor* terbagi dalam dua tipe, yaitu *Pressurized Water Reactor* (PWR) dan *Boiling Water Reactor* (BWR). Sementara itu, *Heavy Water moderated Reactor* (HWR) untuk tujuan komersil terdiri dari dua tipe utama, yaitu *Pressurized Heavy Water Reactor* (PHWR) dan *Boiling Light Water Reactor* (BLWR). Reaktor *Canadium Deutrium Uranium* (CANDU), reaktor nuklir yang dikembangkan oleh Kanada dengan menggunakan air berat (D_2O) sebagai moderator termasuk di dalam kedua tipe ini. Sistem *Steam-Generating Heavy Water Reactor* (SGHWR) dapat dijumpai pada rektor nuklir di Inggris dengan versi jenis BLWR. Reaktor FUGEN Jepang bisa dikategorikan sebagai BLWR sejak dipergunakannya air berat (*heavy water*) sebagai moderator dan air ringan (*light water*) sebagai pendinginnya (Stacey, 2007).

b. Reaktor cepat.

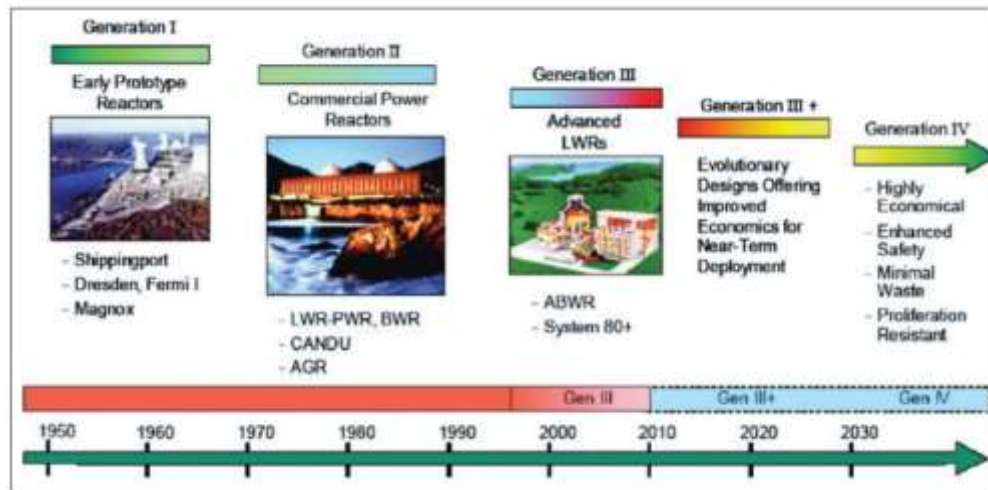
Reaktor cepat merupakan reaktor nuklir yang memanfaatkan energi hasil fisi yang didominasi oleh neutron cepat, ditandai dengan pengurangan bahan moderator. Reaktor ini memerlukan bahan bakar yang diperkaya dengan sangat tinggi. Secara umum, reaktor cepat memiliki beberapa kriteria, sebagai berikut (Ariani, 2013):

- 1) Reaktor cepat dapat “membakar” dan “membiakan” Plutonium. Plutonium dipakai sebagai bahan bakar karena proses fisinya cukup untuk membuat neutron cepat terus beroperasi. Populasi neutron tidak hanya dipakai untuk mempertahankan reaksi berantai, tetapi juga mampu mengubah U-238 yang fertil menjadi Plutonium yang fisil.
- 2) Reaktor cepat mempunyai *power density* yang tinggi.
- 3) Reaktor cepat juga memiliki koefisien negatif temperatur rendah (reaksi melambat jika temperatur meningkat dengan tiba-tiba).
- 4) Material pendingin biasanya menggunakan logam cair, seperti Sodium, Timbal-Bismuth (Pb-Bi) dengan konduktivitas dan titik didih yang tinggi serta tidak ada pengaruh moderator.

Bergantung pada metode pengaturan timbal balik bahan bakar dan moderator di zona aktif, reaktor dapat bertipe homogen atau heterogen. Dalam reaktor homogen, bahan bakar nuklir bersama moderator dan pendingin merupakan campuran homogen dalam bentuk larutan atau lelehan, yang terdistribusi secara merata dalam volume zona aktif dan bersirkulasi dalam rangkaian instalasi reaktor. Dalam reaktor heterogen, bahan bakar ditempatkan di moderator dalam bentuk elemen individual yang terletak di inti. Elemen-elemen ini disebut elemen pelepas panas (*twels*) dan memiliki bentuk dan ukuran yang berbeda (Yefimov et al., 2023).

2.1.2 Konsep reaktor generasi IV

Perkembangan reaktor nuklir terjadi dalam beberapa generasi. Reaktor generasi I dikembangkan pada tahun 1950-1960. Sebagian besar reaktor generasi I ini menggunakan Uranium alam sebagai bahan bakar dan grafit sebagai moderator. Reaktor generasi II menggunakan bahan bakar Uranium yang telah diperkaya dan sebagian besar didinginkan serta dimoderatori oleh air. Reaktor generasi III adalah reaktor lanjutan dari beberapa reaktor generasi I yang beroperasi di Jepang dan perkembangan dari reaktor generasi II (Schneider et al., 2012). Reaktor generasi IV berbeda dengan reaktor I, II dan III karena reaktor ini dirancang tidak hanya untuk memasok daya listrik tapi juga untuk memasok energi termal.



Gambar 2. 2 Generasi reaktor nuklir (Ardiansyah dan Eka Dewi, 2022)

Pada reaktor generasi IV, terdapat enam tipe reaktor, yaitu (1) *Gas Cooled Fast Reactor* (GFR); (2) *Lead Cooled Fast Reactor* (LFR); (3) *Molten Salt Reactor* (MSR); (4) *Sodium Cooled Fast Reactor* (SFR); (5) SCWR; (6) *Very High Temperature Reactor* (VHTR) (Rooijen, 2006; Duderstadt dan Hamilton, 1976).

Desain Generasi IV adalah kelas konsep reaktor nuklir baru yang menjanjikan keselamatan pasif dan peningkatan ekonomi dibandingkan dengan reaktor air ringan (LWR) besar saat ini (Wheeler et al., 2021). Pada tahun 2004, Komite Pengarah Sistem Reaktor Garam Cair (MSR/SSC) dibentuk di bawah Forum Internasional Generasi IV (GIF) untuk melakukan penelitian dan studi pada teknologi MSR yang memanfaatkan Thorium dalam komposisi bahan bakar garam cair campuran (Serp et al., 2014).

Menurut (Kupitz dan Mourogov, 2010), berdasarkan rentang daya listrik yang dihasilkan, reaktor daya dibagi menjadi empat macam, yaitu:

- Very Small Reactors*, yakni reaktor dengan rentang daya listrik keluaran < 150 MWe.
- Small Reactors*, yakni reaktor dengan rentang daya listrik keluaran 150 Mwe-300 MWe.
- Medium Reactors*, yakni reaktor dengan rentang daya listrik keluaran 300 Mwe-700 MWe.

- d. *Large Reactors*, yakni reaktor dengan rentang daya listrik keluaran 700 MWe.

Reaktor daya generasi IV harus memenuhi kriteria sebagai berikut:

- a. Kemampuan keselamatan inheren (aspek keselamatan yang tidak terganggu dengan kemungkinan kerusakan sistem kontrol, *human error* atau sabotase).
- b. Mampu mengatasi persoalan limbah nuklir yang dihasilkan, misalnya dengan cara membakarnya kembali dan menjadikannya sebagai perndukung bahan bakar.
- c. Ekonomis, yakni biaya produksi yang lebih rendah dari pembangkit listrik tenaga nuklir generasi sebelumnya.
- d. Memiliki manfaat lain seperti produksi Hidrogen dan air bersih.
- e. Karakteristik non proliferasi, yaitu desain yang sulit disalahgunakan untuk kepentingan militer, seperti pembuatan senjata nuklir.

2.2 Reaktor FUJI

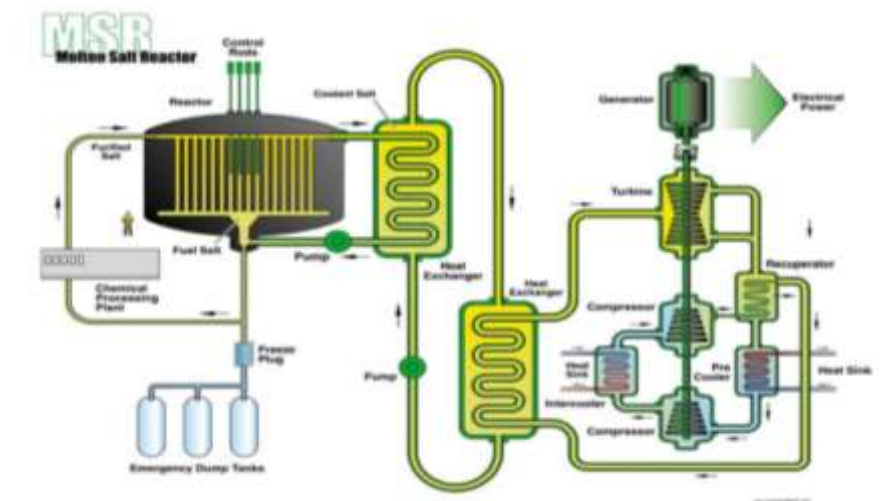
2.2.1 *Molten Salt Reactor (MSR)*

Konsep MSR telah dipelajari sejak awal tahun 1950-an, tetapi hanya satu reaktor uji yang beroperasi di Laboratorium Nasional Oak Ridge (ORNL, Amerika Serikat) pada tahun 1960-an. Selama 15 tahun terakhir, telah terjadi pembaruan minat terhadap teknologi reaktor ini, khususnya, karena keselamatan reaktor inheren yang diakui dan fleksibilitasnya. MSR menggunakan garam cair sebagai bahan bakar dan/atau pendingin. MSR adalah reaktor berkapasitas 8 MW(th) di mana garam fluorida cair pada suhu 1200 °F bersirkulasi melalui inti batang grafit. Tujuannya adalah untuk menunjukkan kepraktisan fitur-fitur utama reaktor daya garam cair (Haubenreich dan Engel, 1970).

Sistem energi nuklir reaktor garam cair Thorium dirancang untuk pemanfaatan energi nuklir berbasis Thorium dan aplikasi energi nuklir hibrida, berdasarkan reaktor garam cair Thorium berbahan bakar cair dan reaktor garam cair Thorium berbahan bakar padat (Dai, 2024). Reaktor ini menggunakan garam cair yang melarutkan bahan bakarnya dan mengalirkannya melalui inti dan penukar

panas. Bahan bakar cair MSR memberikan keuntungan tersendiri dibandingkan LWR, seperti kemampuan untuk beroperasi pada tekanan sekitar dan suhu tinggi, peningkatan pemanfaatan bahan bakar dan fitur keselamatan pasif. Istilah untuk MSR dapat sangat bergantung pada rincian desain reaktor dan siklus bahan bakar tertentu (Wheeler et al., 2021).

Konsep MSR terbagi dalam dua kategori besar. Satu konsep menggunakan bahan bakar dalam bentuk garam cair, yang juga berfungsi ganda sebagai fluida pengangkut panas. Konsep kedua menggunakan bahan bakar dalam bentuk padat, dengan pendingin reaktor berupa garam cair (Jaradat dan Alajo, 2017). Konsep kedua mirip dengan reaktor air ringan dengan pengecualian bahwa moderasi dan pendinginan dicapai dengan grafit dan garam cair. Ketika garam fluorida menjadi pendingin saja, konsep tersebut disebut Reaktor Suhu Tinggi Berpendingin Garam Fluorida (FHR).



Gambar 2. 3 Molten Salt Reactor (MSR) (Morales Pedraza, 2013)

Reaktor garam cair merupakan satu-satunya reaktor bahan bakar cair dalam sistem energi nuklir Generasi IV, yang disebut sebagai reaktor kimia (Q. Li et al., 2024). Bergantung pada siklus bahan bakar, MSR dapat menggunakan kembali material fisil dan fertil dari LWR. MSR juga dapat menggunakan Uranium atau membakar Plutonium atau aktinida minor. MSR memiliki efisiensi konversi daya yang meningkat (fisi langsung terjadi pada garam pembawa, yang mentransfer

panasnya ke garam pendingin dalam penukar panas). MSR dioperasikan pada tekanan rendah, sedikit di atas tekanan atmosfer dan dapat digunakan sebagai reaktor daya besar atau sebagai SMR. Penggunaannya saat ini dibatasi oleh tantangan teknologi, seperti suhu tinggi, material struktural dan korosi. Tujuan umum proyek MSR adalah untuk mengusulkan desain konseptual dengan konfigurasi sistem terbaik yang dihasilkan dari studi fisik, kimia dan material untuk inti reaktor, unit pemrosesan ulang dan pengkondisian limbah serta keselamatan yang didedikasikan untuk reaktor berbahan bakar cair (Pioro, 2023).

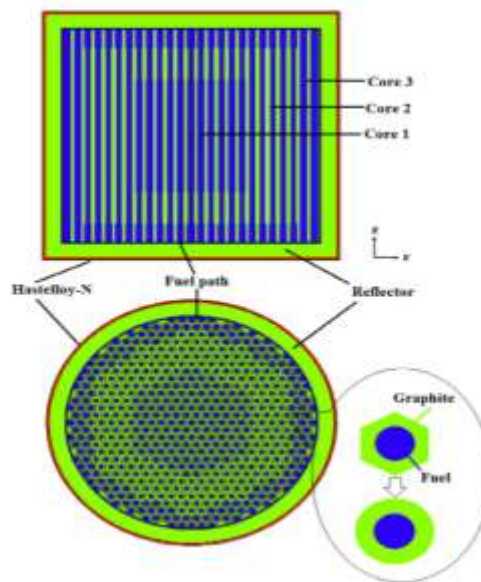
2.2.2 FUJI-U3

MSR-FUJI dikembangkan sejak tahun 1980-an oleh kelompok Jepang, yakni *International Thorium Molten-Salt Forum* (ITMSF), berdasarkan hasil ORNL untuk menyebarkannya di seluruh dunia. Garam cair bersifat stabil dan inert pada suhu tinggi dan dapat digunakan pada tekanan yang sangat rendah. Karena pelelehan inti atau ledakan uap/Hidrogen tidak mungkin terjadi, maka keselamatan yang tinggi dapat dicapai. MSR-FUJI fleksibel dalam hal ukuran, mulai dari 100 MWe hingga 1000 MWe. Namun, desain terbaru dan umum FUJI-U3 adalah 200 MWe, yang dapat dikategorikan sebagai reaktor berukuran kecil dengan desain modular SMR. *Output* termal FUJI-U3 adalah 450 MWt dan dengan demikian efisiensi termal sebesar 44% dapat dicapai. Selain itu, struktur inti yang sederhana dan efisiensi bahan bakar yang tinggi akan memberikan kinerja ekonomi yang menguntungkan. Garam bahan bakar cair dapat mengandung Thorium (Th) sebagai material fertil dan U-233 sebagai material fisil dan desain FUJI-U3 dapat mencapai siklus bahan bakar yang berkelanjutan dengan faktor konversi 1,0. Karena MSR-FUJI menerapkan siklus Th, pembentukan Plutonium (Pu) dan Aktinida Minor (MA) sangat kecil dibandingkan dengan LWR. Lebih jauh, MSR-FUJI dapat mengonsumsi Pu dan dengan demikian dapat berkontribusi untuk mengurangi risiko proliferasi yang disebabkan oleh Pu dari bahan bakar bekas LWR. MSR-FUJI juga dapat digunakan untuk mengubah MA yang berumur panjang menjadi MA yang berumur pendek (International Atomic Energy Agency, 2020).

Tabel 2. 1 Perkembangan FUJI

TAHUN	PERKEMBANGAN
1980-an	Desain konseptual MSR-FUJI telah dimulai
1980-an	Desain <i>Accelerator Molten-Salt Breeder</i> (AMSB) untuk produksi material fisil dalam jumlah besar (mirip dengan <i>Accelerator Driven System</i> (ADS))
Hingga 2008	Desain seperti pabrik percontohan (mini-FUJI), pabrik berukuran besar (super-FUJI), pabrik berbahan bakar Pu (FUJI-Pu)
Terbaru	Pabrik SMR terbaru (FUJI-U3)

Reaktor FUJI-U3 menggunakan garam bahan bakar cair campuran yang terdiri dari LiF, BeF₂, ²³²ThF₄ dan ²³³UF₄ awalnya terdiri dari 71,76 mol.%, 16 mol.%, 12 mol.% dan 0,24 mol.% dan ⁷Li diperkaya (99,995 mol%) (Robertson, 1971). Untuk kondisi batas iradiasi ini, tiga wilayah dibuat di dalam inti (Inti-1, Inti-2 dan Inti-3), seperti yang ditunjukkan pada Gambar 2.4, untuk mengurangi fluks neutron di pusat inti.

**Gambar 2. 4 Konfigurasi inti FUJI-U3-(0) (Jaradat dan Alajo, 2017)**

Jari-jari, tinggi dan fraksi volume bahan bakar ditabulasikan untuk setiap inti dalam Tabel 2.2 berdasarkan FUJI-U3, seluruh inti ditutupi dengan wadah yang pada dasarnya terbuat dari Hastelloy-N dan terdapat jalur bahan bakar yang sempit antara reflektor grafit dan Inti-3. Terdapat saluran bahan bakar di bagian atas dan bawah inti (Jaradat dan Alajo, 2017).

Tabel 2. 2 Parameter untuk tiga inti wilayah

	Inti 1	Inti 2	Inti 3
Δr (m)	1.16	0.8	0.4
Δh (m)	1.23	0.7	0.4
Vol. Bahan bakar %	0.39	0.27	0.45

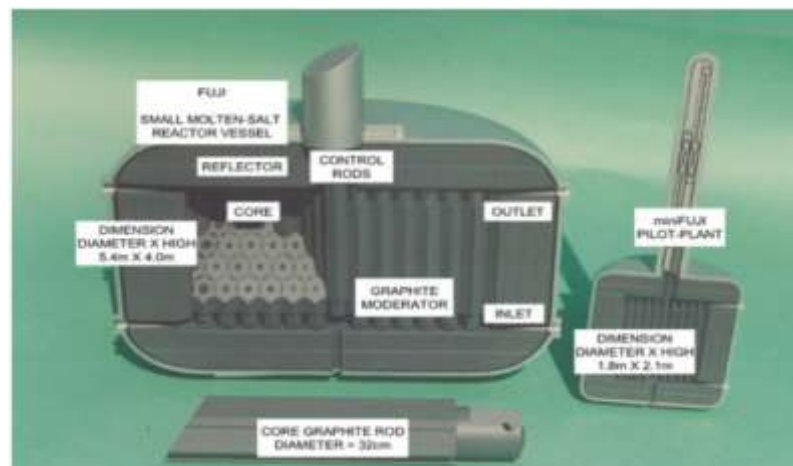
Parameter desain reaktor FUJI-U3 dapat dilihat pada Tabel 2.3.

Tabel 2. 3 Parameter teknis utama desain FUJI-U3

PARAMETER	NILAI
Pengembang teknologi, negara asal	ITMSF, Jepang
Tipe reaktor	<i>Molten Salt Reactor</i>
Pendingin/Moderator	<i>Molten Fluoride/Graphite</i>
Kapasitas termal/listrik, MWt/ MWe	450/200
Sirkulasi utama	<i>Forced Circulation</i>
Tekanan sistem (MPa)	0.5
Suhu masuk/keluar inti (°C)	565/704
Bahan bakar garam	<i>Molten Salt</i> dengan Th dan U
Jumlah perakitan bahan bakar	-
Pengayaan bahan bakar (%)	2.0 (0,24% ^{233}U + 12.00% Th). Pu atau LEU bisa digunakan
Pembakaran bahan bakar (GWd/ton)	-
Siklus bahan bakar (bulan)	Pengoperasian berkelanjutan dapat dilakukan
Mekanisme kontrol reaktivitas utama	Batang kendali, atau kecepatan pompa, atau konsentrasi bahan bakar
Pendekatan terhadap sistem keselamatan yang direkayasa	Pasif
Desain hidup (tahun)	2
Tinggi/diameter RPV (m)	5.4/5.34
Desain seismik	Sama dengan LWRs
Fitur pembeda	Keamanan tinggi, kinerja ekonomi tinggi, kontribusi terhadap non-proliferasi dan fleksibilitas siklus bahan bakar.
Status desain	3 MSR percobaan dibangun. Desain terperinci belum dimulai.

Reaktor ini beroperasi selama 2.000 *Effective Full Power Days* (EFPD) tanpa pengisian ulang bahan bakar sehingga dapat meningkatkan efisiensi reaktor. Selain itu, reaktor ini terdiri dari bejana reaktor, teras aktif, jalur bahan bakar dan reflektor.

Alasan penggunaan grafit sebagai moderator, yaitu karena grafit memiliki karakteristik material yang stabil pada lingkungan radiasi dan temperatur tinggi serta memiliki kekuatan mekanik dan sifat perpindahan panas yang baik. Massa jenis grafit sebesar $1,84 \text{ g/cm}^3$. Kemudian antara Inti-3 dengan reflektor terdapat jalur bahan bakar yang digunakan sebagai media penyaluran bahan bakar di dalam reaktor (Wulandari et al., 2021).



Gambar 2. 5 Tampilan penampang model bejana reaktor FUJI dan miniFUJI (Furukawa et al., 2008)

2.3 MCNP Software

Kode analisis reaktor umumnya dikembangkan dengan mempertimbangkan bahan bakar stasioner. Dengan demikian, penerapan kode ini pada reaktor dengan bahan bakar garam cair harus diverifikasi. Salah satu kode untuk bahan bakar stasioner adalah MCNP6, yang merupakan versi terbaru dalam serangkaian kode *Monte Carlo N-Particle* (MCNP) yang dikembangkan di Laboratorium Nasional Los Alamos di mana MCNP telah berevolusi melalui berbagai iterasi sejak awal pada 1970-an. Dalam rumpun ilmu nuklir dan fisika radiasi, MCNP muncul sebagai alat mendasar untuk mensimulasikan siklus hidup suatu partikel seperti neutron, foton dan elektron (Pelowitz et al., 2013).

MCNP memiliki banyak peran penting dalam banyak simulasi, mulai dari bidang fisika medis hingga keamanan nuklir. Fungsi utama MCNP sendiri adalah untuk memberikan simulasi akurat interaksi radiasi dengan materi yang penting

bagi para peneliti dan insinyur yang menangani masalah kompleks di bidang-bidang seperti teknik nuklir, pelindung radiasi dan pencitraan medis (Briesmeister, 2000). MCNP6 adalah alat komputasi terkenal yang mampu mensimulasikan neutron, foton, elektron maupun transportasi neutron/foton/elektron yang digabungkan serta menyediakan berbagai macam data interaksi partikel (Almisned et al., 2024).

Salah satu fitur menonjol dari MCNP untuk penelitian di bidang reaktor nuklir adalah kemampuannya untuk memodelkan geometri dan material yang rumit, seperti kemampuan untuk membuat representasi rinci dari sistem fisik memungkinkan perhitungan dosis radiasi dan fluks partikel yang tepat. Ketepatan ini sangat penting dalam terapi radiasi, di mana pemahaman distribusi dosis dapat secara signifikan mempengaruhi kemanjuran pengobatan (Briesmeister, 2000).

Selain itu, MCNP6 menggabungkan algoritma canggih untuk pengurangan varians, sehingga meningkatkan efisiensi simulasi. Hal ini sangat penting ketika berhadapan dengan interaksi langka dalam volume besar materi. Seperti tulisan (Dunford, 2015) dalam karyanya tentang MCNP6, di mana meningkatkan efisiensi komputasi memungkinkan peneliti untuk memperoleh hasil lebih cepat dan dengan akurasi yang lebih besar, dengan menggarisbawahi pentingnya fitur ini dalam aplikasi praktis. Antar muka MCNP6 yang ramah pengguna, dilengkapi dengan dokumentasi ekstensif, sehingga semakin memperluas aksesibilitasnya dan dapat berdiri sebagai kode yang kuat di bidang simulasi transportasi radiasi. Kemampuan pemodelan canggih, peningkatan efisiensi dan lingkungan pengguna yang mendukung, membuatnya sangat diperlukan bagi para ilmuwan dan insinyur yang berdedikasi untuk memahami dan memanfaatkan kompleksitas interaksi radiasi (Dunford et al., 2015).

2.4 ANSYS *Software*

ANSYS adalah program komputer yang digunakan untuk keperluan umum dan analisis teknik. ANSYS memiliki kemampuan untuk memecahkan berbagai masalah struktural, elektromagnetik dan perpindahan panas serta digunakan oleh insinyur desain untuk menentukan perpindahan, gaya, tegangan, regangan, suhu

dan medan magnet. Program ini dapat memberikan informasi tentang struktur fisik yang merupakan informasi penting dalam pengambilan keputusan desain yang tepat. Insinyur dapat memilih bahan dan desain konstruksi yang optimal berdasarkan hasil simulasi yang ditunjukkan oleh hasil analisis dan hasil modifikasi ini di awal siklus desain. ANSYS dapat mensimulasikan model dua dan tiga dimensi termasuk permukaan, cangkang, pegas, balok dan lainnya (Ketelaar, 1986).

Salah satu keuntungan dari ANSYS adalah kemampuan yang dapat diprogram oleh pengguna. Bahasa Perintah ANSYS berisi ribuan perintah yang berkaitan dengan pembuatan geometri, jaring, kondisi batas, pengaturan penyelesain dan banyak fitur lainnya. Sebagian dari perintah ini disebut Bahasa Desain Parametrik ANSYS dan berfokus pada pengelolaan parameter, makro, percabangan, operasi skalar, vektor dan matriks. Misalnya, jika beberapa analisis diperlukan dengan nilai parameter yang berbeda, maka ANSYS dapat digunakan untuk mengubah parameter atau modul Optimasi untuk mengelola parameter secara otomatis dan mengisi permukaan respons (Patel, 2018).

2.5 Analisis Neutron

Analisis perancangan reaktor meliputi dua analisis utama, yaitu analisis neutronik dan analisis hidrolis termal. Kinerja neutronik reaktor akan dianalisis melalui perhitungan distribusi neutron dan perilakunya yang dapat mempengaruhi hasil luaran daya reaktor. Pembahasan mengenai analisis reaktor berkisar pada populasi, distribusi dan fluks neutron serta distribusi dayanya (Duderstadt dan Hamilton, 1976).

Analisis neutronik pada SMR melibatkan studi mendalam tentang perilaku neutron dalam sistem reaktor yang lebih kecil dan lebih terintegrasi dibandingkan dengan reaktor nuklir konvensional pada umumnya. Besar dan distribusi neutron di dalam teras reaktor dikenal dengan transport neutron, yaitu gerakan neutron ditinjau sebagai aliran neutron dalam teras reaktor, termasuk tumbukan yang dialami neutron, hilangnya neutron karena diserap oleh material-material dalam teras reaktor dan keluarnya neutron dari dalam teras reaktor. Kestabilan reaksi berantai

yang terjadi akan dapat diprediksi dengan mempelajari distribusi dan populasi neutron di dalam teras reaktor.

Analisis neutronik pada reaktor nuklir bertujuan untuk memahami distribusi fluks neutron, perbedaan energi neutron serta probabilitas reaksi nuklir yang terjadi. Penelitian oleh (Duderstadt dan Hamilton, 1976) tentang teori reaktor nuklir menjadi dasar dalam memahami transportasi neutron dan konsep inti seperti K_{eff} dan *neutron delayed fraction* (β_{eff}). Fluks neutron yang stabil dan distribusi energi yang optimal adalah kunci untuk mencapai operasi reaktor yang aman dan efisien. Selain itu, penelitian terkini fokus pada pengaruh variasi parameter desain terhadap karakteristik neutronik, seperti distribusi bahan bakar dan konfigurasi geometri reaktor dalam menghasilkan nilai K_{eff} yang ideal.

Berikut adalah beberapa aspek penting dalam analisis neutronik SMR (Erfaninia et al., 2016):

a. Desain Geometri.

SMR sering kali memiliki desain geometri yang unik dan lebih kompak. Analisis neutronik harus memperhitungkan pengaruh geometri ini terhadap distribusi neutron, termasuk efek dari reflektor, moderator dan bahan bakar. MCNP6 dapat digunakan untuk memodelkan geometri kompleks ini dan menghitung fluks neutron serta distribusi dosis. Penggunaan MCNP6 juga memungkinkan evaluasi berbagai skenario operasional dan kondisi kecelakaan yang sangat penting untuk memastikan keselamatan dan efisiensi dalam pengoperasian reaktor modular kecil. Peneliti dapat mengidentifikasi area yang memerlukan perhatian khusus dalam desain dan pengoperasian reaktor serta mengevaluasi potensi peningkatan kinerja sistem secara keseluruhan melalui pendekatan ini.

b. Bahan Bakar.

Bahan bakar merupakan sumber energi nuklir. Terdapat dua jenis bahan bakar nuklir, yaitu bahan fisil dan bahan fertil. Bahan fisil adalah unsur atau atom yang dapat langsung membelah apabila ditumbuk oleh sebuah partikel neutron sedangkan bahan fertil adalah unsur atau atom yang tidak

dapat langsung membelah apabila ditumbuk oleh sebuah partikel neutron tetapi akan membentuk bahan fisil. Bahan yang banyak digunakan sebagai bahan bakar nuklir adalah Uranium-233, Uranium-235, Plutonium-239 dan Thorium-232 (Sofaa, 2016).

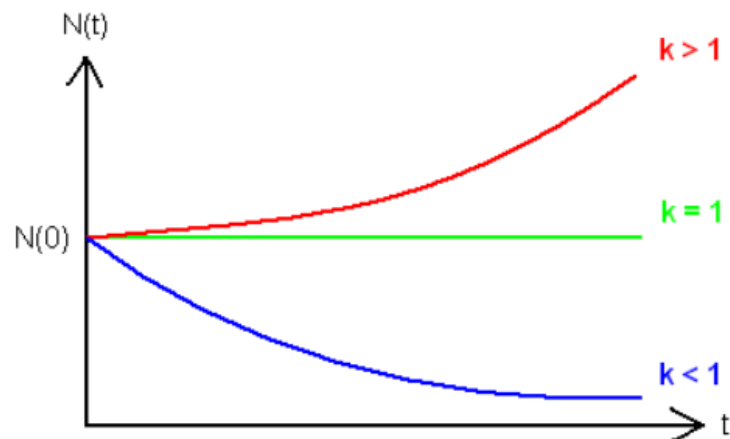
c. *Keseimbangan Neutron.*

Memahami keseimbangan neutron dalam reaktor yang melibatkan analisis produksi dan absorpsi neutron termasuk di dalam studi faktor pengali K_{eff} dan bagaimana desain SMR dapat mempengaruhi kinerja neutron. Sejumlah neutron yang dihasilkan dari reaksi-reaksi fisi yang terjadi akan menumbuk dan bereaksi dengan bahan bakar fisil untuk memicu reaksi fisi berikutnya. Banyaknya neutron yang bereaksi akan menentukan kelahiran neutron-neutron baru hasil reaksi fisi tersebut. Sementara itu, neutron-neutron hasil reaksi fisi tersebut merupakan neutron generasi baru. Jumlah neutron yang berada dalam dua generasi neutron yang berurutan dapat diukur untuk keperluan tertentu. Kemudian dapat didefinisikan rasio neutron-neutron yang dikenal dengan faktor multiplikasi K_{eff} (Arianto, 2013).

$$K_{eff} = \frac{\text{Jumlah neutron pada suatu generasi}}{\text{Jumlah neutron pada generasi sebelumnya}} \quad (2.1)$$

Jika faktor multiplikasi $K_{eff} = 1$, maka jumlah neutron dalam suatu generasi akan sama dengan jumlah neutron dalam generasi sebelumnya dan karenanya reaksi berantai yang terjadi akan independen terhadap waktu, sebuah sistem seperti ini disebut dengan kritis. Jika faktor multiplikasi $K_{eff} < 1$, maka jumlah neutron dalam sebuah generasi akan lebih sedikit dibandingkan dengan jumlah neutron dalam generasi sebelumnya dan reaksi berantai yang terjadi akan terus berkurang, sistem seperti ini disebut dengan subkritis. Berbeda dengan kritis dan subkritis, sebuah sistem dikatakan superkritis dengan faktor multiplikasi $K_{eff} > 1$ (sesuai Gambar 2.6), jika jumlah neutron pada suatu generasi lebih banyak

dari jumlah neutron pada generasi sebelumnya, sehingga reaksi berantai semakin lama akan semakin banyak bahkan bisa tidak terkontrol dan akan menyebabkan efek seperti pada bom nuklir. Hal ini sangat berbahaya dan harus dihindari.



Gambar 2. 6 Faktor multiplikasi reactor (Arianto, 2013)

d. Keamanan dan Kestabilan.

Analisis neutronik juga harus mempertimbangkan aspek keamanan, termasuk potensi kecelakaan dan dampaknya pada perilaku neutron yang mencakup studi tentang reaksi neutron dalam situasi darurat dan bagaimana desain SMR dapat memitigasi risiko tersebut. Batang kendali merupakan komponen reaktor yang berfungsi untuk mengontrol keluaran daya dari sebuah reaktor dengan cara mengendalikan jumlah neutron yang dihasilkannya. Kondisi superkritis, daya yang dibebaskan oleh sebuah reaktor meningkat jika kondisi ini tidak dikendalikan, meningkatnya daya dapat mengakibatkan mencairnya sebagian atau seluruh teras reaktor dan pelepasan bahan radioaktif ke lingkungan sekitar. Kendali ini dilakukan oleh sejumlah batang kendali yang dapat bergerak keluar masuk teras reaktor. Batang kendali terbuat dari bahan-bahan penyerap neutron, seperti Boron (B) dan Cadmium (Cd). Jika reaktor menjadi superkritis, batang kendali secara otomatis bergerak masuk lebih dalam ke dalam teras reaktor

untuk menyerap kelebihan neutron yang menyebabkan kondisi itu kembali ke kondisi kritis. Sebaliknya, jika reaktor menjadi subkritis, batang kendali sebagian ditarik menjauhi teras reaktor sehingga lebih sedikit neutron yang diserap. Dengan demikian, lebih banyak neutron yang tersedia untuk reaksi fisi dan reaktor kembali ke kondisi kritis. Untuk menghentikan operasi reaktor (misal untuk perawatan), batang kendali turun penuh sehingga seluruh neutron diserap dan reaksi fisi berhenti (Sofaa, 2016).

e. Simulasi dan model komputasi.

Penggunaan perangkat lunak seperti MCNP6 sangat penting dalam analisis neutronik SMR. Simulasi Monte Carlo dapat memberikan wawasan yang mendalam tentang interaksi neutron dengan materi dan memungkinkan perhitungan yang lebih akurat dalam konteks desain reaktor.

2.6 Analisis Hidrolik Termal

Reaktor nuklir bertujuan menghasilkan daya termal yang akan diubah menjadi energi listrik. Daya utama dihasilkan dari reaksi fisi di dalam teras. Daya yang berupa panas dari bahan bakar akan ditransfer ke pendingin melalui proses konduksi dan konveksi. Bahasan hidrolik termal akan meliputi proses konduksi, konveksi dan proses aliran pendingin keluar dari teras (Abdullah et al., 2009).

Perhitungan hidrolik termal meliputi perhitungan distribusi suhu di seluruh bagian reaktor, yaitu di teras dan di generator uap atau *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).

Menurut (Zohuri dan Fathi, 2015), hidrolika termal adalah studi atau analisis fluida yang dipengaruhi oleh penambahan panas. Fluida tersebut dapat berupa fluida multikomponen dan multifase yang biasanya mengalir atau berakselerasi dalam struktur tetap, misalnya, sistem perpipaan atau bejana besar. Panas dapat ditambahkan dengan berbagai cara. Misalnya, panas dapat ditambahkan ke fluida dari konduksi melalui penukar panas atau melalui perpindahan panas radiasi dari

batang yang sangat panas. Karena sifat rekayasa dan analisis hidrolik termal yang rumit, metode yang digunakan untuk mensimulasikan perilaku aliran fluida multifase sangat rumit. Evaluasi hidrolik termal umumnya terdiri dari tiga bagian berikut:

- a. Tinjauan atas masalah atau sasaran masalah harus dilakukan agar keputusan tentang sumber daya, seperti peralatan komputer, dapat dibuat dengan sukses. Hal ini adalah bagian terpenting dari proses evaluasi. Insinyur harus melihat semua aspek masalah atau misi untuk menentukan peralatan dan teknik yang tepat untuk digunakan guna mencapai hasil yang akurat dan meminimalkan biaya. Penting untuk memilih program komputer hidrolik termal yang tepat atau benar. Misalnya, jika fluida dalam sistem yang dievaluasi adalah fase tunggal pada tekanan tinggi, maka program komputer desain pilihan mungkin adalah program elemen hingga. Jika suatu proses sedang dievaluasi, misalnya, generator uap, pilihan yang lebih tepat mungkin adalah program beda hingga. Evaluasi mencakup validasi dan verifikasi bahwa program dapat mensimulasikan proses dan validasi serta verifikasi bahwa pengguna dapat menggunakan program untuk mensimulasikan proses. Semua area ini penting dalam fase awal evaluasi untuk memastikan biaya ditekan seminimal mungkin. Dalam semua kasus, cakupan analisis harus dinilai untuk menentukan estimasi awal respons analitis dan biaya. Dalam beberapa kasus, analisis ini mengungkapkan bahwa analisis yang lebih rinci tidak diperlukan dan biaya proyek dapat dikurangi secara signifikan.
- b. Setelah perhitungan selesai, perhitungan tersebut harus ditinjau untuk mengetahui keakuratan dan kepraktisannya. Peninjau jaminan mutu atau *Quality Assurance Reviewer* (QA) yang mengikuti prosedur yang disediakan biasanya melakukan peninjauan ini. Kualitas peninjauan kepraktisan didasarkan pada tingkat pengalaman organisasi yang telah menyelesaikan perhitungan dan pada tingkat pengalaman organisasi yang meninjau.

- c. Produk akhir harus disampaikan dalam bentuk yang dapat dipindahkan, dapat dibaca dan dapat dipertahankan. Untuk setiap proyek tertentu, organisasi yang bertanggung jawab harus memastikan QA yang tepat untuk perangkat lunak dan menyediakan individu yang berpengalaman sehingga produk dapat dipresentasikan dengan sukses kepada otoritas pengawas atau regulator. Selain itu, solusi akhir yang direkomendasikan harus cukup praktis untuk implementasi yang sukses. Dalam kebanyakan kasus, analis yang terlibat harus berinteraksi dengan sistem dan insinyur konstruksi agar produk akhir dapat dipasang dengan sukses.

2.7 Analisis Faktor Keselamatan Reaktor

Analisis faktor keselamatan adalah domain yang mensintesis kedua bidang sebelumnya. Analisis ini melibatkan penetapan serangkaian batas, margin dan kriteria operasional yang jika dipatuhi, akan menjamin operasi reaktor yang stabil dan mencegah pelepasan material radioaktif yang tidak terkendali (Udiyani et al., 2007). Faktor-faktor ini tidak ditentukan secara sewenang-wenang, melainkan diturunkan langsung dari pemahaman tentang bagaimana perilaku neutronik dan hidrolis termal saling mempengaruhi, baik dalam kondisi operasi normal maupun selama skenario kecelakaan (Alamsyah, 2020).

Reaktor nuklir dituntut memenuhi persyaratan keselamatan yang sangat ketat dan tinggi, baik secara teknis maupun administratif, mulai dari tahap desain, pembangunan, operasi, sampai ke tahap pasca-operasi atau dekomisioning, yaitu setelah reaktor tidak dioperasikan lagi. Persyaratan keselamatan ini harus dipegang teguh dan dipenuhi pada setiap tahap operasi oleh pihak pengoperasi dan pihak pengawas. Keselamatan reaktor nuklir dapat dikatakan tercapai jika pengoperasian reaktor memenuhi kriteria keselamatan sebagai berikut (Kuntoro, 2023):

- a. Operasi reaktor harus selalu dapat dipantau dan dikendalikan keadaannya dan dapat dipadamkan pada setiap saat dan pada setiap keadaan.
- b. Energi panas yang timbul, baik pada operasi normal maupun akibat kecelakaan operasi, harus dapat dibuang secara selamat, sehingga akan

menjamin keutuhan bahan bakar yang mengandung zat radioaktif dalam jumlah besar tersebut.

- c. Zat radioaktif harus terkendali dan tetap terkungkung di dalam reaktor. Paparan radiasi terhadap personel dan lingkungan harus selalu di bawah batas yang diizinkan dan diusahakan sekecil mungkin sesuai dengan prinsip *As Low As Reasonably Achievable* (ALARA), artinya serendah mungkin yang dapat dicapai dengan segala macam prosedur dan teknologi. Dengan kata lain, selalu diusahakan tidak terkena atau berhubungan dengan radiasi jika tidak ada pekerjaan yang penting dan harus dilakukan.

Secara inheren, keselamatan reaktor nuklir tipe MSR bertumpu pada integrasi yang presisi antara analisis neutronik dan hidrolik termal. Analisis neutronik memetakan distribusi daya spasial dan titik panas (*hotspot*) di dalam teras, yang kemudian menjadi masukan krusial (*source term*) bagi analisis hidrolik termal. Keterkaitan ini sangat fundamental karena variasi suhu dan pemuatan densitas fluida garam cair akan secara langsung memberikan umpan balik reaktivitas (*reactivity feedback*) terhadap penampang lintang neutron. Keselamatan puncak dijamin melalui analisis terpadu ini, yang memvalidasi keberadaan koefisien reaktivitas suhu negatif guna meredam ekskursi daya secara otomatis. Lebih jauh, integrasi kedua analisis ini memverifikasi bahwa desain beroperasi jauh di bawah batas kegagalan material, yakni mencegah fluida bahan bakar dari pendidihan lokal (*localized boiling*) dan menjaga struktur moderator grafit dari degradasi termal. Dengan demikian, kopling neutronik-termohidrolik menjadi fondasi kuantitatif mutlak dalam menetapkan margin keselamatan dan menjamin operasi reaktor FUJI-U3 yang stabil.