

See discussions, stats, and author profiles for this publication at: <https://www.researchgate.net/publication/334458212>

Kinetika dan Pengendalian Reaktor Nuklir

Book · July 2019

CITATIONS

0

READS

5,355

1 author:



Syarip Syarip

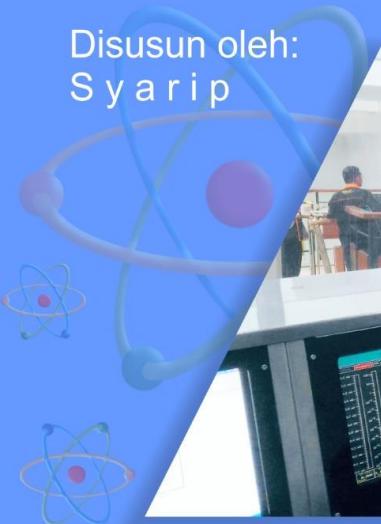
National Research & Innovation Agency/Badan Riset dan Inovasi Nasional (BRIN) - Research Organization for Nuclear Energy/Organisasi Riset Tenaga Nuklir

66 PUBLICATIONS 171 CITATIONS

SEE PROFILE

Pengenalan Kinetika dan Pengendalian **REAKTOR NUKLIR**

Disusun oleh:
Syarip



Pengenalan

KINETIKA & PENGENDALIAN

REAKTOR NUKLIR

Disusun oleh:

Prof. Ir. Syarip

Pusat Sains dan Teknologi Akselerator
Badan Tenaga Nuklir Nasional

Desain Sampul
BI Wahyudi

Cetakan I, April 2018

Penerbit
Pustaka Pelajar (Anggota IKAPI No. 028/DIY/95)
Celeban Timur UH III/548 Yogyakarta 55167
Telp. (0274) 381542, Fax. (0274) 383083
E-mail: pustakapelajar@yahoo.com
ISBN: 978-602-229-967-7

KATA PENGANTAR

Alhamdulillah, segala puji dan syukur kami panjatkan ke hadirat Allah subhanahu wa taála atas selesainya penulisan buku ini. Saat ini masih terbatas jumlah buku referensi berbahasa Indonesia tentang ilmu pengetahuan dan teknologi nuklir secara umum termasuk dalam bidang reaktor nuklir. Demikian pula masih sangat sedikit buku yang membahas secara khusus tentang sistem instrumentasi dan pengendalian reaktor nuklir secara lengkap sehingga perlu disusun dan diterbitkan buku yang membahas secara rinci tentang hal tersebut.

Semula buku ini merupakan tulisan-tulisan diktat mata kuliah yang berjudul operasi kinetika dan pengendalian reaktor serta diktat petunjuk praktikum fisika reaktor yang penulis susun untuk memenuhi kebutuhan para mahasiswa: Pendidikan Ahli Teknik Nuklir (PATN) yang saat ini menjadi Sekolah Tinggi Teknologi Nuklir/ STTN BATAN, dan para mahasiswa Jurusan Teknik Nuklir, (saat ini menjadi Teknik Fisika) Fakultas Teknik Universitas Gadjah Mada Yogyakarta. Kemudian ditambah dengan diktat pada berbagai pendidikan dan latihan (diklat) seperti diklat operator dan supervisor reaktor, diklat teknologi reaktor nuklir, diklat analisis numerik pada proses kimia bahan nuklir, dll., yang penulis susun. Penulis merasa bahwa materi yang terkandung di dalam diktat-diktat tersebut perlu juga diketahui oleh para mahasiswa sains dan teknik, para peneliti, serta masyarakat peminat masalah reaktor nuklir pada umumnya, dan juga terdorong oleh

keinginan penulis untuk ikut berperan memasyarakatkan ilmu pengetahuan dan teknologi reaktor nuklir, maka penulis berusaha menyusunnya kembali menjadi sebuah buku berjudul: *Pengenalan Kinetika dan Pengendalian Reaktor Nuklir*.

Buku ini diharapkan dapat menambah dan memperkaya khazanah / referensi yang berkaitan dengan ilmu pengetahuan dan teknologi reaktor nuklir yang jumlahnya masih sangat sedikit di Indonesia. Terutama buku ini diharapkan dapat mengantarkan para pembaca untuk mengenal lebih dekat fenomena dan proses fisika yang terjadi di dalam reaktor nuklir serta dasar-dasar mekanisme pengendalian reaktor nuklir.

Penyusunan buku ini didasarkan pada pengalaman penulis bekerja sebagai peneliti dalam bidang reaktor nuklir sejak tahun 1981, dan sebagai staf pengajar pada STTN BATAN dan Fakultas Teknik UGM sejak tahun 1987, maupun sebagai Koordinator Laboratorium Fisika Reaktor, Fakultas Teknik UGM, serta pembimbing praktikum para mahasiswa dari berbagai perguruan tinggi terutama yang mejalin kerja sama dengan BATAN.

Isi dari buku ini memuat materi: dasar-dasar teori fisika dan kinetika reaktor, metode pengukuran parameter fisika reaktor, dan metode pengendalian reaktor nuklir, disertai dengan contoh-contoh soal dan penyelesaiannya, dan dilengkapi dengan contoh aplikasi praktis khususnya pada reaktor nuklir Kartini. Demikian pula disajikan implementasi hasil penelitian dan pengembangan terkait peningkatan sistem instrumenasi dan kendali reaktor

Kartini. Dengan demikian diharapkan materi buku ini dapat lebih mudah difahami dan dimengerti dan dapat mengantarkan para pembaca dalam mendalami ilmu fisika reaktor dan pengendalian reaktor lebih lanjut. Terlebih bagi para operator dan supervisor reaktor nuklir diharapkan buku ini dapat menjadi jembatan penghubung antara aspek praktis dengan aspek teoretis pada pengoperasian reaktor nuklir.

Pada kesempatan ini penulis menyampaikan penghargaan yang setulus-tulusnya kepada semua fihak yang telah membantu penyelesaian dan penerbitan buku ini terutama kepada Dr. Susilo Widodo Kepala Pusat Sains dan Teknologi Akselerator (PSTA) BATAN Yogyakarta, Ketua Sekolah Tinggi Teknologi Nuklir (STTN) BATAN Edy Giri Rachman Putra Ph.D, Kabid Fisika Partikel Ir. Puradwi Ismu Wahyono, DEA, Tim Insinas SAMOP, dan para sahabat di Bidang Reaktor dan Bidang Fisika Partikel PSTA BATAN, serta semua fihak yang tidak dapat kami sebutkan satu persatu. Penulis menyadari bahwa tanpa bantuan tersebut tidak mungkin buku ini bisa diterbitkan. Demikian pula penulis sangat menyadari bahwa buku ini masih jauh dari sempurna, oleh karena itu koreksi, masukan dan saran serta kritik yang konstruktif dari para pembaca untuk perbaikan dan penyempurnaan materi buku ini sangat diharapkan.

Yogyakarta, April 2018.

S y a r i p

UCAPAN TERIMA KASIH

Puji syukur penulis haturkan kepada Allah, Tuhan yang Maha Esa dan Maha Pengasih lagi Penyayang atas segala rakhmat dan kasih saying-Nya, sehingga akhirnya penulis dapat menyelesaikan penyusunan buku Pengenalan Kinetika & Pengendalian Reaktor Nuklir ini.

Penulis menyadari bahwa tanpa bantuan dari berbagai fihak, maka buku ini akan sulit terwujud. Penulis pada kesempatan yang baik ini mengucapkan terima kasih yang setulus-tulusnya kepada semua pihak yang telah banyak membantu sehingga buku ini dapat terbit dan berada di tangan para pembaca. Ucapan terima kasih tersebut terutama penulis haturkan kepada :

1. **Bapak Dr. Susilo Widodo**, Kepala Pusat Sains dan Teknologi Akselerator BATAN Yogyakarta. Ucapan terima kasih ini penulis sampaikan atas dorongan motivasi beliau agar buku ini dapat diselesaikan.
2. **Bapak Edy Giri Rahman Putra Ph.D.** Ketua Sekolah Tinggi Teknik Nuklir (STTN) BATAN Yogyakarta..yang telah memberikan peluang dan kesempatan kepada penulis dalam mengampu mata kuliah Kinetika & Pengendalian Reaktor Nuklir. Dorongan dari beliau untuk membuat buku pegangan bagi mahasiswa STTN merupakan motivasi yang sangat besar terhadap terbitnya buku ini.
3. **Bapak Ir. Puradwi Ismu Wahyono DEA**, Kepala Bidang Fisika Partikel dan juga sebagai Plt. Kepala PSTA BATAN Yogyakarta, yang telah berkenan

memberikan sambutan, apresiasi dan harapan terhadap buku Kinetika & Pengendalian Reaktor Nuklir ini, agar bermanfaat bagi pembaca, khususnya mahasiswa dan para praktisi dalam bidang reaktor nuklir..

4. Seluruh staf **civitas akademika**, khususnya **Ketua, dan Pengurus Jurusan Tekno Fisika Nuklir serta Ketua Prodi Elektromekanik** STTN BATAN Yogyakarta yang telah memberikan peluang dalam mengampu mata kuliah Kinetika & Pengendalian Reaktor sehingga dapat mendorong penulis untuk segera menyelesaikan buku ini.
5. Pimpinan dan seluruh staf **Penerbit Pustaka Pelajar Yogyakarta**, perusahaan penerbit buku-buku ilmu Pengetahuan dan Teknologi yang berkualitas dan bertaraf nasional, yang telah berkenan menerbitkan buku ini sehingga buku ini sampai kepada para pembaca. Terima kasih atas kerja samanya yang baik.
6. **Almarhumah Ibu dan almarhum ayahanda tercinta**, yang telah mendidik memberikan do'a dan dorongan semangat kepada anak-anaknya agar untuk terus menuntut ilmu, bekerja dan berkarya. Semoga amal beliau diterima oleh Allah SWT dan khusnul khotimah. Aamiin.
7. Seluruh keluarga, khususnya isteri tersayang **Hj. Ninuk Rahayu S.Pd.** yang selalu setia mendampingi, dan membimbing anak-anak tercinta M. Noor Hazman S.Com, almarhumah Nusy Fitriawilni Dewi SPi, dan

Resty Zulema Relianisa S.Pd, serta cucuku tercinta Zisy Nursyifa Ilmanaf'i'a. Mereka semua telah memberikan inspirasi, dorongan dan motivasi bagi penulis untuk bekerja dengan sebaik-baiknya..

Demikian ucapan terima kasih ini penulis haturkan dengan setulus-tulusnya, semoga semua bantuan tersebut mendapat balasan yang lebih baik Tuhan yang Maha Pemurah. Aamiin. Akhirnya, dengan segala kerendahan hati penulis mohon maaf yang sebesar-besarnya apabila dalam penulisan buku ini terdapat kesalahan dan kekhilafan.

Yogyakarta, April 2019

Prof. Syarip

DAFTAR ISI

	Halaman
KATA PENGANTAR	ii
UCAPAN TERIMA KASIH	v
DAFTAR ISI	viii
DAFTAR GAMBAR	x
DAFTAR TABEL	xiii
Bab I Pendahuluan	1
Bab II Dasar-Dasar Fisika Reaktor	5
2.1. Proses interaksi inti	5
2.2. Proses pembelahan Inti	7
2.3. Neutron serentak dan neutron kasip	12
2.4. Laju pembelahan dan daya reaktor	15
2.5. Perlipatan dan siklus neutron dalam reaktor	18
2.6. Umur neutron	24
2.7. Persamaan difusi	25
2.8. Persamaan kekritisan	29
2.9. Masa kritis, moderator dan reflektor	37
2.10. Contoh soal dan penyelesaian	42
Bab III Kinetika Reaktor Nuklir	52
3.1. Persamaan kinetika reaktor	52
3.1.1. Penjabaran persamaan kinetika reaktor	52
3.1.2. Penyelesaian persamaan kinetika reaktor	56
3.2. Reaktivitas dan periode reaktor	58

3.3. Peracunan hasil belah	67	5.1.6. Kanal daya linier dan kanal daya logaritmis	139
3.3.1. Peracunan xenon	68	5.1.7. Monitor radiasi ruangan	140
3.3.2. Peracunan samarium	76	5.2. Pengoperasian Reaktor Kartini	142
3.4. Efek suhu terhadap reaktivitas	78	5.2.1. Prosedur operasi reaktor	144
3.5. Analisis stabilitas reaktor	84	5.2.2. <i>Start-up</i> dan operasi reactor pada tingkat daya	146
3.5.1. Reaktivitas umpan balik	84	5.2.3. <i>Shut-down</i> normal dan darurat	149
3.5.2. Representasi transformasi Laplace	86		
3.5.3. Fungsi pindah reaktor	89		
3.6. Contoh soal dan penyelesaian	95	Daftar Pustaka	150
Bab IV Pengendalian Reaktor Nuklir	99	Daftar Gambar	
4.1. Tujuan pengendalian reaktor	99	Gambar 2.1. Struktur konfigurasi atom	6
4.2. Metode pengendalian reaktor	101	Gambar 2.2. Proses pembelahan ^{235}U oleh neutron termal.	8
4.3. Efektifitas batang kendali reaktor	106	Gambar 2-3. Persen hasil pembelahan (<i>fission yield</i>) unsur hasil pembelahan ^{235}U fungsi nomor massa.	11
4.4. <i>Core Excess & Shutdown Margin</i>	111	Gambar 2-4. Spektrum energi neutron hasil pembelahan ^{235}U	13
4.5. Sistem pengendalian reaktor Kartini	113	Gambar 2-5. Mekanisme pembentukan neutron kasip.	14
Bab V Prinsip Operasi Reaktor	124	Gambar 2-6. Siklus neutron di dalam reaktor nuklir.	20
5.1. Sistem instrumentasi & kendali reaktor Kartini	127	Gambar 2-7. Contoh harga η sebagai fungsi energi neutron E untuk ^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu dan ^{241}U .	23
5.1.1. Sistem proteksi reaktor	131		
5.1.2. Lapisan pertahanan dasar	132		
5.1.3. Lapisan pencegahan gangguan	133		
5.1.4. Sistem pengatur daya reaktor Kartini	136		
5.1.5. Mekanisme penggerak batang kendali	138		

Gambar 2-8. Kebocoran neutron pada elemen volume $dxdydz$	27	Gambar 3-6. Fungsi pindah sistem kalang terbuka tungga	89
Gambar 2-9. Reaktor plat takberhingga besar dengan tebal a dan koordinat 0 ditengah plat.	30	Gambar 3-7. Fungsi pindah dengan umpanbalik	91
Gambar 2-10. Bentuk-bentuk reaktor dengan ukurannya	32	Gambar 3-8. Fungsi pindah suatu sistem reaktor	92
Gambar 2-11. Grafik hubungan antara cacah versus massa bahan fisil.	41	Gambar 3-9. Kurva penguatan fungsi umur neutron	94
Gambar 2-12. Grafik aktivitas cuplikan dan peluruhan fungsi waktu.	50	Gambar 3-10. Kurva sudut fase untuk beberapa harga umur neutron	95
Gambar 3-1. Perbandingan fluks neutron sebagai fungsi waktu dan fungsi sisipan reaktivitas positif dan negatif	63	Gambar 4-1. Skema prinsip dasar pengendalian reaktor nuklir.	100
Gambar 3-2. Reaktivitas negatif akibat peracunan xenon pada kesetimbangan selama operasi reaktor	72	Gambar 4-2. Komponen system pengendalian.	102
Gambar 3-3. Reaktivitas negatif peracunan xenon sebagai fungsi fluks neutron dan waktu operasi reaktor dan setelah dimatikan.	75	Gambar 4-3. Gambar skematis kalang pengendalian reaktor nuklir	104
Gambar 3-4. Daya reaktor sebagai fungsi waktu setelah penyisipan reaktivitas undak untuk tiga sifat koefisien reaktivitas suhu.	81	Gambar 4-4. Efek penyisipan batang kendali pada distribusi fluks neutron radial teras reaktor	107
Gambar 3-5. Umpanbalik karena suhu dan peracunan hasil belah	86	Gambar 4-5. Nilai reaktivitas batang kendali sebagai fungsi penyisipan/penarikan dari teras reaktor.	110
		Gambar 4-6. Reaktor dengan <i>black rod eccentric</i> yang terletak r_0 dari pusat teras	111
		Gambar 4-7. Hubungan reaktivitas lebih dengan <i>shutdown margin</i>	112
		Gambar 4-8. Sistem penggerak batang kendali reaktor Kartini	114

Gambar 4-9. Diagram kotak sistem kendali reaktor Kartini	115	Tabel 3-1. Transformasi Laplace	27
Gambar 4-10. Skema system kendali daya reaktor Kartini	121	Tabel 4-1. Parameter untuk aktuasi <i>scram</i> dan <i>alarm</i> pada reaktor Kartini	87
Gambar 4-11. Skema SIK reaktor Kartini	122		
Gambar 4-12. Contoh tampilan pada SIK Kartini	122	Tabel 5-1. Laju paparan ruang reaktor	141
Gambar 4-13. Contoh ruang kendali Kartini	123		
Gambar 4-14. <i>Deck</i> reaktor Kartini (tempat motor penggerak batang kendali)	123		
Gambar 5-1. Cara kerja detektor neutron jenis CIC	126		
Gambar 5-2. Sistem instrumentasi & kendali reaktor Kartini	128		
Gambar 5-3. Diagram logika sistem trip reaktor Kartini	135		
Gambar 5-4. Elemen sistem pengatur daya reaktor Kartini	144		
Gambar 5-6. Kenaikan fluks neutron sewaktu <i>start-up</i> sebagai fungsi kenaikan batang kendali (reaktivitas)	147		

Daftar Tabel

Tabel 2-1. Data kelompok nuklida atau inti penghasil neutron kasip dari hasil pembelahan ^{235}U	15
---	----

BAB I

PENDAHULUAN

Reaktor nuklir merupakan suatu instalasi tempat terjadinya reaksi pembelahan inti terus-menerus dan terkendali yang biasanya digunakan untuk pembangkitan daya, produksi radioisotop, atau untuk penelitian. Pada pengoperasian reaktor nuklir diperlukan pemahaman tentang aspek kinetika dan pengendaliannya. Pada buku ini akan diuraikan secara lebih rinci bagaimana fluks neutron atau daya reaktor berubah jika reaktivitas reaktor tidak sama dengan nol. Pemahaman tentang perilaku dari populasi neutron sebagai fungsi waktu di dalam reaktor nuklir sebagai respons terhadap perubahan reaktivitas, sangat penting untuk menjamin keselamatan pengoperasian reaktor nuklir. Perubahan reaktivitas tersebut bisa direncanakan atau tidak direncanakan dan kondisi abnormal, semuanya harus dapat diketahui atau diprediksi karena hal tersebut sangat penting dalam keselamatan reaktor nuklir.

Kinetika reaktor nuklir berurusan dengan perubahan fluks neutron sementara, yang dihasilkan akibat penyimpangan dari kondisi kritis karena adanya penyisipan reaktivitas ke dalam teras reaktor. Fenomena seperti ini ditemui selama pengoperasian reaktor nuklir, yaitu akibat dari gerakan batang kendali, adanya penyisipan sampel

untuk kesperimen/ pengujian, perubahan lingkungan seperti perubahan konsentrasi boron, atau karena gangguan yang tidak disengaja dalam operasi *steady-state* reaktor. Kinetika reaktor terkadang dikenal juga sebagai dinamika reaktor.

Secara umum pengertian kinetika reaktor adalah studi tentang fluks neutron sebagai fungsi waktu atau ketergantungannya dengan waktu akibat dari adanya perubahan yang dipostulasikan pada penampang makroskopik dari bahan/struktur/sistem reaktor. Hal ini juga disebut sebagai kinetika reaktor tanpa umpan balik, sedangkan dinamika reaktor adalah studi tentang ketergantungan waktu dari fluks neutron, ketika penampang makroskopik dibiarkan bergantung pada gilirannya pada tingkat fluks neutron. Dinamika reaktor juga disebut sebagai kinetika reaktor dengan umpan balik dan dengan efek spasial.

Kinetika dan pengendalian reaktor nuklir merupakan dua buah topik yang sangat erat kaitannya dengan pengoperasian reaktor nuklir. Kinetika reaktor membahas bagaimana keadaan kesetimbangan antara kecepatan produksi neutron dari hasil proses reaksi pembelahan inti dengan kecepatan hilang di dalam sistem dan bocor ke luar sistem reaktor, bagaimana peranan neutron serentak dan neutron kasip, bagaimana pengaruh suhu, *peracunan*, serta pengaruh konfigurasi teras reaktor, dll. Sedangkan pada pengendalian reaktor dibahas bagaimana mekanisme kesetimbangan tersebut dapat dikendalikan, sehingga reaktor nuklir dapat dioperasikan dengan aman.

Tujuan dasar dari sistem pengendalian reaktor adalah sebagai alat kelengkapan untuk mengoperasikan reaktor nuklir yaitu menaikan daya reaktor sampai tingkat daya yang diinginkan, mempertahankan daya reaktor pada tingkat daya tersebut, dan mematikan reaktor (*shut-down*). Pada sistem kendali reaktor ini dibahas pula sistem proteksi reaktor yaitu suatu sistem keselamatan yang dirancang untuk dapat mematikan operasi reaktor secara otomatis jika terjadi kejadian yang membahayakan atau berpotensi membahayakan pada sistem reaktor.

Kemampuan tingkat operasi pembangkitan daya dari suatu reaktor nuklir antara lain bergantung kepada seberapa besar kandungan massa bahan dapat belahnya, tumpang lintang pembelahan mikroskopik, dan besarnya fluks neutron. Dari ketiga faktor tersebut yang paling praktis, waktu tanggap cepat, dan sensitivitas tinggi untuk pengendalian / pengaturan daya reaktor adalah parameter fluks neutron, mekanisme gerak dan perilaku neutron gayut waktu inilah yang dibahas di dalam kinetika dan pengendalian reaktor nuklir secara lebih rinci.

Secara garis besar akan diuraikan mengenai prinsip-prinsip dasar teori fisika dan kinetika reaktor yang membahas antara lain proses pembelahan inti, proses kesetimbangan antara kecepatan produksi neutron dari hasil pembelahan dengan kecepatan hilangnya neutron dari sistem reaktor. Hilangnya neutron tersebut bisa terjadi karena berdifusi, diserap oleh bahan bakar maupun bahan struktur, dan bocor ke luar sistem. Pada hakekatnya pengoperasian reaktor sangat erat kaitannya dengan

proses pengaturan populasi neutron di dalam reaktor kemudian bagaimana kesetimbangan populasi neutron tersebut dikendalikan.

Diawali dengan tinjauan umum pengertian dasar teori fisika reaktor dan contoh penerapannya di dalam sistem reaktor serta contoh penyelesaian soal-soal aplikasi praktis. Kemudian pada bab berikutnya diuraikan mengenai kinetika reaktor, penjabaran dan penyelesaian persamaan kinetika reaktor, bagaimana pengaruh dari neutron kasip pada pengendalian reaktor, pengaruh (peracunan) produk fisi, pengaruh suhu, dan pengaruh penyisipan bahan-bahan penyerap neutron ke dalam sistem reaktor.

Pada bab terakhir, diuraikan prinsip-prinsip dan metode pengendalian reaktor nuklir, serta uraian secara garis besar sistem instrumentasi yang digunakan di dalam pengendalian reaktor. Demikian pula diuraikan secara garis besar persyaratan dan proses pengoperasian reaktor nuklir. Sebagai contoh aplikasi praktis, pada setiap akhir bab diberikan contoh-contoh soal serta penyelesaiannya.

BAB II

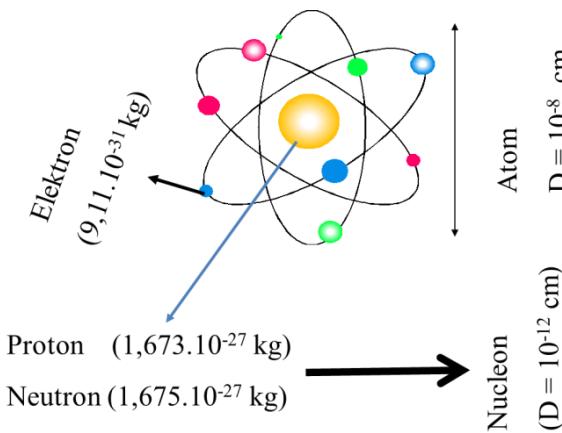
DASAR DASAR FISIKA REAKTOR

Fisika reaktor adalah cabang ilmu fisika yang khusus mempelajari peristiwa fisis yang terjadi di dalam reaktor nuklir. Reaktor nuklir tak lain adalah tempat reaksi inti yang terkendali. Reaksi inti yang terjadi pada reaktor nuklir yang banyak beroperasi saat ini adalah reaksi fissi atau pembelahan inti. Oleh karena itu pada bab ini akan diuraikan proses reaksi pembelahan inti, mekanisme terbentuknya neutron dan siklus neutron di dalam reaktor, serta persamaan-persamaan yang menjelaskan fenomena-fenomena fisis yang terjadi di dalam reaktor nuklir.

2.1. Proses Interaksi Inti

Seperti telah diketahui di dalam fisika atom bahwa inti atom tersusun dari partikel proton dan neutron yang disebut sebagai nukleon. Nukleon dikelilingi oleh partikel elektron inti atau sinar beta. Proton bermuatan positif sedangkan neutron tidak bermuatan atau netral, sehingga neutron bisa menembus inti atom atau berinteraksi dengan inti atom (terjadi reaksi inti). Walau demikian partikel proton jika dipercepat atau energinya diperbesar, bisa juga juga menimbulkan reaksi inti. Gambaran konfigurasi atom dan

ukuran partikel-partikel penyusun atom tersebut dilukiskan pada Gambar 2.1. Diameter inti atau nukleon ($D = 10^{-8}$ cm) sekitar 10.000.000 kali lebih kecil dibanding diameter atom ($D = 10^{-8}$ cm).



Gambar 2.1. Struktur konfigurasi atom

Proses interaksi antara neutron dengan inti atom secara umum adalah proses serapan dan hamburan, yang dapat diklasifikasikan sebagai berikut :

- Serapan atau absorpsi, pada proses serapan ini bisa terjadi tiga peristiwa yaitu: proses fisi atau pembelahan $\{n,f\}$, tangkapan $\{n,\gamma\}$, dan emisi partikel bermuatan $\{n,p\}$, dan $\{n,\alpha\}$.
- Hamburan (scattering), terdiri dari hamburan elastik $\{n,n\}$, hamburan inelastik $\{n,n'\}$ atau $\{n,n'\gamma\}$, dan reaksi $\{n,2n\}$

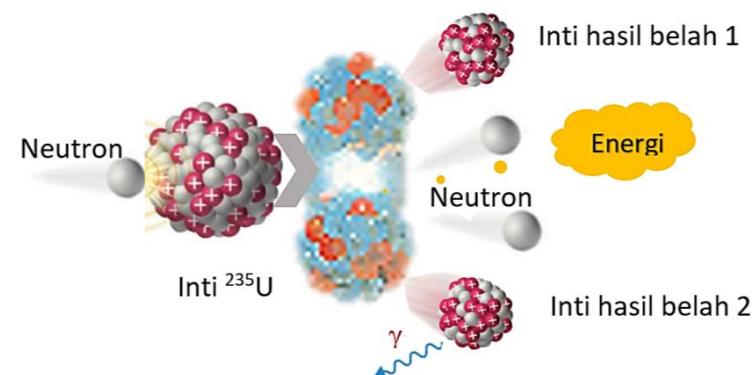
Pada bab selanjutnya akan diuraikan proses serapan neutron oleh inti atom, laju interaksi antara neutron dengan inti atom, dan proses pembelahan inti, yaitu peristiwa yang terjadi di dalam reaktor nuklir.

2.2. Proses Pembelahan Inti

Di dalam reaktor nuklir terjadi proses reaksi pembelahan inti secara berantai. Apabila sebuah neutron menumbuk suatu inti bahan dapat belah, akan terjadi suatu inti atom majemuk yang besifat sangat tidak mantap yang dengan segera akan menjadi dua buah inti hasil belah, ditambah 2 sampai 3 neutron baru disertai beberapa partikel dan timbulnya energi. Kebolehjadian terjadinya reaksi pembelahan inti sangat bergantung pada sifat-sifat nuklir dari inti atom yang ditumbuknya dan pada kecepatan atau tenaga neutron yang menumbuknya. Pada reaktor termal kebolehjadian terjadinya reaksi pembelahan inti yang paling besar terjadi apabila energi neutronnya berada pada daerah 0,025 eV atau neutron dengan kecepatan sebesar 2200 m/detik.

Bahan-bahan yang dapat membelah pada reaksi antara neutron dengan bahan tersebut disebut bahan dapat belah atau bahan fisil (*fissile material*) misalnya ^{235}U , ^{233}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu . Selain itu ada bahan yang dengan menyerap neutron dapat melahirkan bahan fisil, misalnya: ^{232}Th dengan menyerap neutron akan menghasilkan ^{233}U , isotop ^{240}Pu dengan menyerap neutron akan menhasilkan ^{241}Pu , dan ^{238}U akan menghasilkan ^{239}Pu , bahan-bahan yang mempunyai sifat seperti ini dalam fisika reaktor disebut

sebagai bahan pembiak atau '*fertile material*'. Pada Gambar 2.2 dilukiskan proses terjadinya reaksi pembelahan inti, di mana inti dapat belah ^{235}U berinteraksi dengan neutron, terjadi pembelahan inti menjadi inti hasil belah-1 dan inti hasil belah-2 ditambah 2 atau tiga buah neutron baru dan energi.

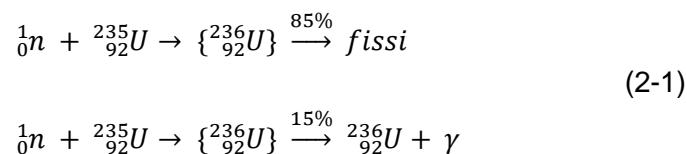


Gambar 2.2. Proses pembelahan ^{235}U oleh neutron termal.

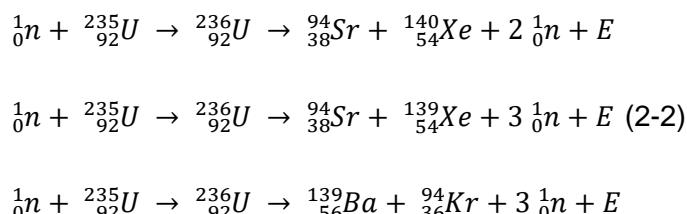
Sebuah atom terdiri dari suatu inti bermuatan positif yang dikelilingi oleh elektron-elektron bermuatan negatif, sehingga secara keseluruhan atom adalah netral tidak bermuatan listrik. Inti atom tersusun dari dua jenis partikel fundamental yang disebut proton dan neutron (partikel-partikel penyusun inti atom ini disebut nukleon), proton bermuatan listrik positif sedangkan neutron tidak bermuatan (netral). Di dalam fisika atom, inti atom biasanya dituliskan dengan simbol $_{Z}^{A}\text{X}$ di mana X adalah nama unsur, Z

menyatakan jumlah proton dan disebut sebagai *nomor atom*, A menyatakan jumlah proton dan neutron atau jumlah nukleon dan disebut sebagai *nomor massa* atau ada juga yang menuliskan zX^A . Selanjutnya pada buku ini akan dituliskan simbol unsur sebagai ${}_z^AX$.

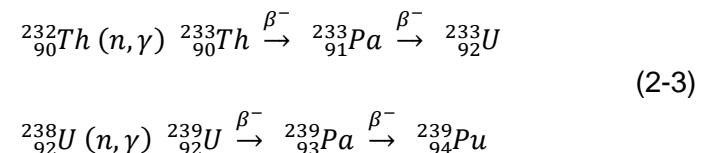
Atom-atom yang mempunyai nomor atom atau jumlah proton sama tetapi nomor massa berbeda disebut *isotop*, sebagai contoh isotop-isotop uranium adalah: ${}^{235}_{92}U$, ${}^{236}_{92}U$, ${}^{238}_{92}U$, dsb. Pada proses pembelahan inti dapat dihasilkan bermacam-macam kombinasi inti hasil pembelahan. Reaksi antara inti ${}^{235}U$ dengan neutron akan menghasilkan inti ${}^{236}U$ yang metastabil 85% akan segera membelah menjadi inti inti hasil belah seperti ${}^{139}Ba$, ${}^{94}Kr$, dan inti lainnya, dan 15% inti ${}^{236}U$ akan meluruh memancarkan sinar γ , dengan reaksi sebagai berikut:



Contoh reaksi fissi (pembelahan) adalah sebagai berikut:



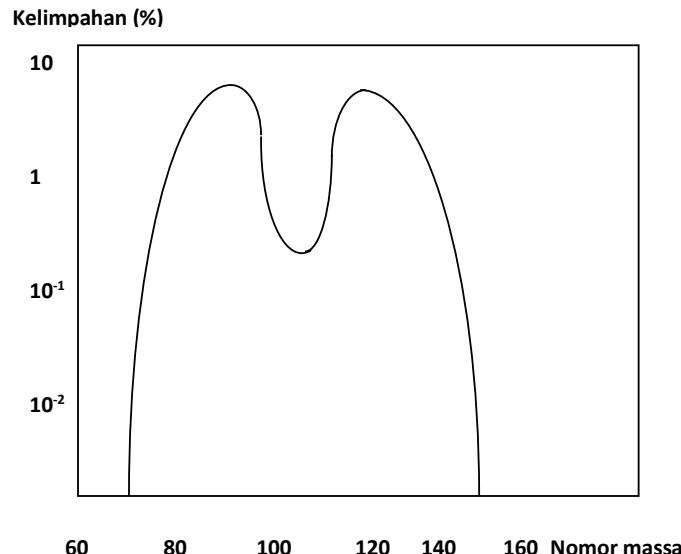
Energi rerata (E) yang dihasilkan dari satu inti atom ${}^{235}U$ pada proses pembelahan dengan neutron termal adalah 200 MeV, atau $2.10^8 \times 1,602.10^{-19}$ joule = 32 pJ. Penulisan reaksi inti tersebut juga biasa ditulis secara ringkas dengan cara: ${}^{235}U(n,\gamma){}^{236}U$, dst. Sedangkan proses reaksi serapan atau tangkapan neutron yang menghasilkan inti dapat belah antara lain adalah



Contoh jenis reaksi serapan neutron yang lain adalah reaksi inti yang menghasilkan partikel bermuatan, reaksi ini sangat penting karena menjadi dasar dari sistem deteksi neutron pada umumnya sebagai contoh antara lain reaksi inti helium, lithium dan boron dengan neutron. ${}^3_2He(n,p){}^3_1T$ dengan energi kinetik 3T adalah 76 MeV, ${}^6_3Li(n,\alpha){}^3_1T$ dengan energi kinetik 3T 8 MeV, ${}^{10}_5B(n,\alpha){}^7_3Li$ dengan energi kinetik α dan 7Li 2,79 MeV.

Pengkajian secara lebih terperinci pada proses pembelahan ${}^{235}U$ oleh neutron termal ternyata bisa terjadi dengan lebih dari 40 cara yang berbeda untuk menghasilkan lebih dari 80 buah unsur hasil belah utama, mulai dari unsur dengan nomor massa 72 s/d 161. Gambar 2-3 melukiskan persen hasil pembelahan (*fission yield*) atau *kelimpahan*, yaitu prosentase unsur hasil belah dengan nomor massa tertentu terhadap fissi total dari unsur-unsur

hasil pembelahan ^{235}U , sebagai fungsi nomor massa dari unsur-unsur hasil belah tersebut. Oleh karena kelimpahan mempunyai jangkau nilai dari 10^{-5} s/d 10^{-2} maka kurvanya dibuat dalam skala logarithma. Dapat dilihat bahwa unsur-unsur hasil belah secara garis besar bisa dikelompokkan menjadi dua kelompok besar unsur-unsur yaitu kelompok unsur-unsur *ringan* dengan nomor massa antara 80 s/d 110, dan kelompok unsur-unsur *berat*, dengan nomor massa dari 125 s/d 155. Sedangkan proses pembelahan yang paling mungkin terjadi adalah proses pembelahan yang menghasilkan unsur-unsur hasil belah dengan nomor massa 95 dan 139.



Gambar 2-3. Persen hasil pembelahan (*fission yield*) unsur hasil pembelahan ^{235}U sebagai fungsi nomor massa.

2.3. Neutron Serentak dan Neutron Kasip

Neutron yang lahir dari proses pembelahan mempunyai tenaga yang sangat bervariasi mulai dari tenaga rendah yaitu tenaga termal sampai dengan tenaga yang sangat tinggi yaitu neutron relativistik. Neutron-neutron tersebut lahir secara serentak pada saat terjadinya reaksi pembelahan yaitu dalam waktu 10^{-14} detik, disebut sebagai 'neutron serentak'. Energi neutron serentak (E) ini terdistribusi secara kontinu yang biasa dilukiskan dengan fungsi $\chi(E)$, di mana $\chi(E)dE$ adalah fraksi neutron serentak hasil pembelahan yang dipancarkan dalam jangkau energi E dan $E + dE$. Integral dari fraksi tersebut untuk seluruh jangkau energi neutron hasil pembelahan yaitu dari energi nol sampai energi tak berhingga besar adalah satu, yaitu $\chi(E)$ dinormalisasi sedemikian sehingga dapat dituliskan :

$$\int_0^{\infty} \chi(E)dE = 1$$

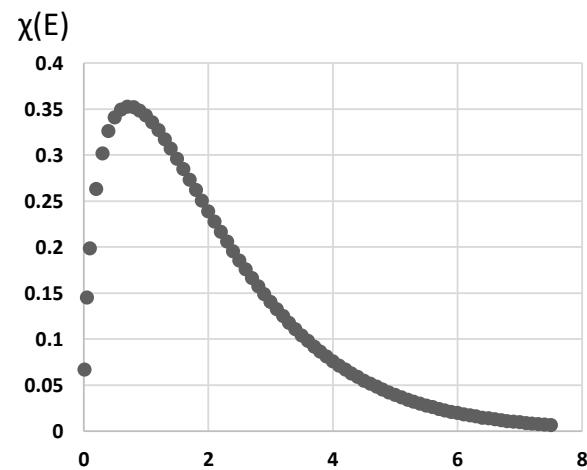
Hasil eksperimen membuktikan bahwa spektrum neutron serentak hasil pembelahan ^{235}U , pada umumnya mengikuti persamaan:

$$\chi(E) = 0,453 e^{-1,036E} \operatorname{Sinh}(2,29E)^{0,5} \quad (2-4)$$

di mana E adalah energi neutron dalam satuan MeV. Spektrum energi neutron hasil pembelahan ini dilukiskan pada Gambar 2-4. Jika diambil reratanya energi neutron hasil pembelahan tersebut adalah sekitar 2 MeV seperti ditunjukkan pada persamaan (2-5).

$$\int_0^{\infty} E \cdot \chi(E) \cdot dE = 1,98 \text{ MeV} \quad (2-5)$$

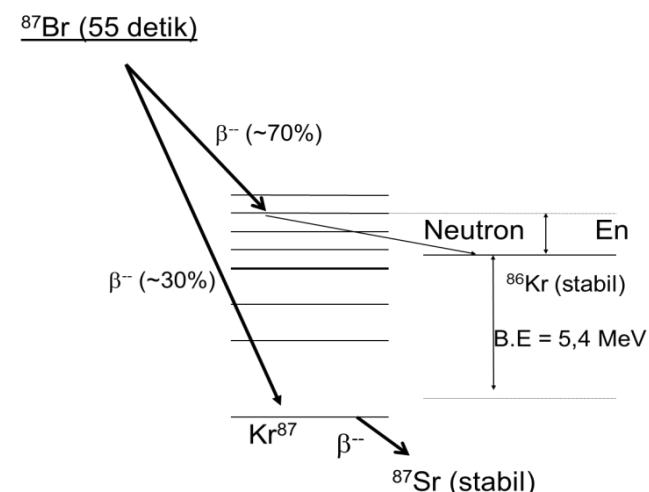
Sedangkan energi neutron yang paling mungkin terjadi (dari gambar spektrum tsb adalah) sekitar 0,73 MeV. Energi dari neutron tersebut agar dapat berinteraksi dengan inti bahan dapat belah di dalam reaktor termal, harus diperlambat atau dimoderasi.



Gambar 2-4. Spektrum energi neutron nasii pembelahan ^{235}U

Sebagian dari isotop-isotop hasil reaksi pembelahan tersebut yang ada yang meluruh dengan memancarkan neutron misalnya isotop-isotop ^{87}Br dan ^{137}I , neutron-neutron tersebut disebut sebagai '*neutron kasip*', sedangkan isotop-isotopnya disebut '*precursor*' yaitu isotop

induk penghasil neutron kasip. Gambar 2-5, melukiskan skema peluruhan dari isotop induk ^{87}Br yang meluruh memancarkan sinar beta, kira-kira 70% peluruhan sinar beta tersebut dengan waktu paroh sekitar 55 detik akan berubah menjadi keadaan tereksitasi dari isotop ^{87}Kr , dan akhirnya menuju ke keadaan stabil menjadi ^{86}Kr dengan memancarkan neutron.



Gambar 2-5. Mekanisme pembentukan neutron kasip.

Isotop-isotop penghasil neutron kasip atau *precursor* tersebut dikelompokkan menjadi 6 kelompok berdasarkan umur parohnya. Masing-masing kelompok neutron kasip dan umur parohnya dinyatakan dengan besaran β_i dan λ_i di mana β_i adalah fraksi neutron kasip kelompok ke-*i* sedangkan λ_i adalah tetapan peluruhan isotop penghasil neutron kasip kelompok ke-*i*, dan β_{ef} adalah gabungan ke

6 kelompok fraksi neutron kasip. Pada Tabel 2-1 dapat dilihat umur paroh ($t_{1/2}$) dan tetapan peluruhan kelompok isotop atau nuklida penghasil neutron kasip (λ_i) dari proses pembelahan ^{235}U . Sebagai contoh pengelompokan nuklida penghasil neutron kasip adalah sbb. :

- Kelompok 1 : ^{87}Br ,
- Kelompok 2 : ^{137}I , ^{88}Br ,
- Kelompok 3 : ^{138}I , ^{89}Br , ^{93}Rb , ^{94}Rb ,
- Kelompok 4 : ^{139}I , ^{90}Br , ^{92}Br , ^{93}Kr , Cs, Sb, Te,
- Kelompok 5 : ^{140}I , Kr,
- Kelompok 6 : Br, Rb, As.

Tabel 2-1. Data kelompok nuklida atau inti penghasil neutron kasip (*precursor*) dari hasil pembelahan ^{235}U

Kelompok (i)	Umur paroh (s)	λ_i (per- sekon)	β_i
1	55,72	0,0124	0,000215
2	22,72	0,0305	0,001424
3	6,22	0,1115	0,001274
4	2,3	0,301	0,002568
5	0,61	1,138	0,000748
6	0,23	3,01	0,000273

$$\beta_{ef} = \sum_{i=1}^6 \beta_i = 0,0065 \text{ fraksi neutron kasip efektif}$$

2.4. Laju Pembelahan Inti dan Daya Reaktor

Peristiwa interaksi neutron dengan inti atom dapat dikuantifikasi dengan menggunakan konsep *tampang*

lintang (dengan simbol σ). Tampang lintang dari satu inti bahan terhadap neutron adalah merupakan suatu ukuran kebolehjadian terjadinya interaksi antara inti bahan tersebut dengan neutron yang datang, di mana besarnya tergantung pada jenis bahan dan energi neutron yang datang. Tampang lintang inti merupakan suatu luasan dan mempunyai satuan m^2 , dan pada umumnya mempunyai jangkau nilai antara 10^{-26} s/d 10^{-30} m^2 , maka untuk praktisnya digunakan satuan yang disebut *barn* (dengan simbol b) di mana $1\text{b} = 10^{-28} \text{ m}^2 = 10^{-24} \text{ cm}^2$. Tampang lintang dari satu inti ini disebut sebagai *tampang lintang mikroskopik*, dan oleh karena suatu bahan tersusun dari N inti per m^3 maka $N\sigma$ merupakan tampang lintang total dari bahan atau dikenal sebagai *tampang lintang makroskopik* dengan simbol Σ , yaitu $\Sigma = N\sigma$. Untuk bahan yang tersusun dari komposisi beberapa unsur (n unsur) maka tampang lintang makroskopiknya adalah :

$$\Sigma_t = \sum_{i=1}^n \Sigma_i \quad (2-6)$$

Jika ditinjau pada suatu sistem di mana terdapat bahan dapat belah dan sumber neutron, dengan N adalah kerapatan bahan dapat belah (inti/cm^3), n adalah kerapatan neutron (n/cm^3), σ_f adalah tampang lintang mikroskopik fisi (cm^2), dan v adalah kelajuan neutron (cm/detik), maka laju interaksi atau laju reaksi pembelahan inti dinyatakan sebagai:

$$R = N \sigma_f n v = \Sigma_f \phi \text{ interaksi}/\text{cm}^3 \text{ detik} \quad (2-7)$$

dengan $\Sigma_f = N \sigma_f \text{ cm}^{-1}$ dan $\phi = nv$ neutron/cm² s, masing-masing adalah tampang lintang makroskopik pembelahan dan fluks neutron. Besaran fluks neutron ϕ , didefinisikan sebagai hasil kali dari kerapatan neutron dengan kelajuananya yaitu $\phi = nv$, merupakan besaran skalar

Persamaan (2-7) tersebut dapat pula dijelaskan berdasarkan suatu pendekatan alternatif di dalam menyatakan interaksi neutron dengan inti bahan yaitu berdasarkan konsep *lintasan bebas rerata* (dengan simbol λ) yang didefinisikan sebagai jarak total rerata suatu neutron sebelum mengalami suatu interaksi. Jika laju neutron yang bergerak per detik adalah v , maka jumlah rerata interaksi yang terjadi per detiknya adalah v/λ . Untuk berkas neutron sebanyak n neutron/m³, maka jumlah interaksi/m³ detik atau laju interaksi (R) adalah $R = nv/\lambda$. (persamaan ini identik dengan persamaan (2-7), dan jika dibandingkan akan diperoleh hubungan $\lambda = 1/\Sigma$ atau $\Sigma = 1/\lambda$.

Telah diketahui bahwa satu pembelahan inti menghasilkan 32 pJ atau $32 \cdot 10^{-12}$ watt-detik, yang berarti diperlukan sebanyak $3,125 \cdot 10^{10}$ pembelahan per detik untuk menghasilkan daya termal 1 watt. Sebagai pendekatan, untuk suatu reaktor termal dengan volume V_r cm³, akan terjadi rerata sebanyak $(V_r \Sigma_f \phi)$ pembelahan, oleh karena itu daya termal reaktor (P) dalam satuan watt yang ditimbulkan dari reaksi pembelahan inti yang terjadi di dalam reaktor nuklir yang sedang beroperasi diberikan oleh persamaan (2-8).

$$P = \frac{\Sigma_f}{3,125 \cdot 10^{10}} \int_0^{V_r} \phi(v) dv = \frac{\Sigma_f \phi V_r}{3,125 \cdot 10^{10}} \text{ watt} \quad (2-8)$$

Dengan demikian untuk suatu reaktor nuklir yang mempunyai volume aktif tertentu maka dayanya akan berbanding lurus dengan hasil kali tampang lintang makroskopik dan fluks neutronnya. Selama reaktor beroperasi Σ_f akan berkurang karena N berkurang, tetapi pengurangan tersebut relatif kecil maka daya reaktor relatif berbanding lurus dengan ϕ . Oleh karena itu biasanya pengukuran daya dari suatu reaktor nuklir diambil dari pengukuran fluks neutronnya.

2.5. Perlipatan Neutron & Siklus Neutron di dalam Reaktor

Seperti telah dijelaskan sebelumnya bahwa neutron-neutron hasil pembelahan dikategorikan menjadi neutron serentak dan neutron kasip, yang mempunyai energi terdistribusi mulai dari nol sampai beberapa MeV. Oleh karena di dalam suatu sistem reaktor terdapat bahan-bahan: fisil, fertil, moderator dan bahan struktur lainnya, maka akan terjadi interaksi antara neutron dengan bahan-bahan tersebut, sebagian neutron mungkin hilang (lolos) dari sistem dan sebagian lagi akan berinteraksi dengan inti bahan fisil dan terjadi reaksi pembelahan lagi. Neutron akan dilahirkan dari suatu generasi ke generasi pembelahan berikutnya.

Di dalam suatu sistem yang sangat besar maka kehilangan atau kebocoran neutron ke luar sistem dapat diabaikan. Faktor perlipatan neutron takberhingga k -didefinisikan sebagai perbandingan jumlah neutron yang dihasilkan pada suatu generasi dengan jumlah neutron yang diserap pada generasi sebelumnya, atau dapat juga diartikan sebagai perbandingan laju produksi neutron dengan laju serapan neutron.

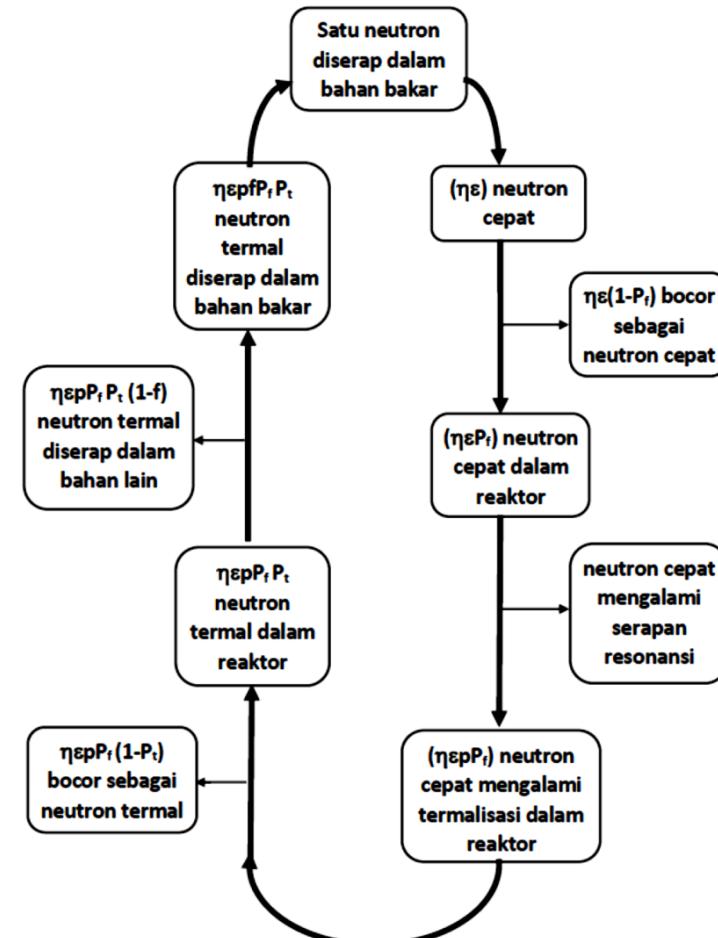
$$k = k_{ef} = \frac{n_p}{n_s + n_k}$$

= jumlah neutron pada suatu generasi / jumlah neutron pada generasi sebelumnya

Untuk sistem reaktor dengan ukuran tertentu (berhingga besar) maka akan terjadi kebocoran neutron karena hilang ke luar sistem, maka faktor perlipatan neutron didefinisikan sebagai faktor perlipatan efektif k_{ef} , atau secara singkat ditulis k , yaitu perbandingan laju produksi neutron (n_p) dengan laju serapan neutron (n_s) dan laju kebocorannya (n_k) yaitu seperti yang disajikan pada persamaan (2-9).

$$k = k_{ef} = \frac{n_p}{n_s + n_k} \quad (2-9)$$

Siklus neutron di dalam reaktor dimulai dari satu neutron termal yang diserap oleh inti bahan dapat belah (bahan bakar reaktor) terjadi proses pembelahan dan lahir beberapa neutron baru, kemudian mengalami beberapa proses hamburan, perlambatan, kebocoran dsb, sampai akhirnya lahir satu generasi neutron yang siap untuk melakukan reaksi berikutnya, dilukiskan pada Gambar 2-6.



Gambar 2-6. Siklus neutron di dalam reaktor nuklir.

Penjelasan simbol-simbol pada Gambar 2-6 adalah sebagai berikut:

- ϵ adalah faktor pembelahan cepat, menyatakan perbandingan antara jumlah total neutron hasil pembelahan termal ^{235}U dan hasil pembelahan cepat ^{238}U dengan jumlah neutron hasil pembelahan termal ^{235}U .
- η faktor reproduksi, yaitu perbandingan antara jumlah rata-rata neutron hasil pembelahan dengan neutron yang diserap oleh bahan bakar, yang biasa dinyatakan sebagai $\eta = \nu \{\Sigma_f / \Sigma_{aF}\}$, di mana Σ_f adalah tampang lintang pembelahan makroskopik, Σ_{aF} adalah tampang lintang serapan total bahan bakar dan ν adalah jumlah rata-rata neutron hasil pembelahan dari satu neutron yang diserap dalam reaksi pembelahan. Pada umumnya bahan bakar reaktor termal terdiri dari ^{235}U dan ^{238}U dalam bentuk oksida, tetapi tampang lintang serapan oksigen jauh sangat kecil maka dapat diabaikan sehingga η dapat juga dirumuskan seperti pada persamaan (2-10).

$$\eta = \nu \frac{\Sigma_f^{U^{235}}}{\Sigma_a^{U^{235}} + \Sigma_a^{U^{238}}} \quad (2-10)$$

sebagai contoh harga-harga η untuk beberapa bahan fisik ditunjukkan pada Gambar 2-6.

- p kebolehjadian bebas resonansi yaitu fraksi neutron yang selama mengalami perlambatan tidak diserap pada daerah resonansi (oleh inti-inti yang tidak

membelah). Harga p pada umumnya selalu lebih kecil dari 1.

- f faktor penggunaan termal yaitu fraksi neutron yang diserap oleh bahan bakar dengan total neutron yang diserap oleh bahan bakar dan bahan-bahan lain.

$$f = \frac{\Sigma_{aF}}{\Sigma_a} = \frac{\Sigma_{aF}}{\Sigma_{aF} + \Sigma_{aM} + \Sigma_{aO}} \quad (2-11)$$

di mana $\Sigma_a = \Sigma_{aF} + \Sigma_{aM} + \Sigma_{aO}$ adalah tampang lintang serapan total dari bahan yang ada di dalam reaktor, Σ_{aF} , Σ_{aM} dan Σ_{aO} masing-masing adalah tampang lintang serapan makroskopik dari bahan bakar, moderator dan bahan-bahan lain penyusun reaktor.

- P_f kebolehjadian tidak bocor sebagai neutron cepat.
- P_t kebolehjadian tidak bocor sebagai neutron termal.

Dengan demikian faktor perlipatan neutron efektif dapat dituliskan sebagai:

$$k_{ef} = k = \epsilon \eta p f P_f P_t \quad (2-12)$$

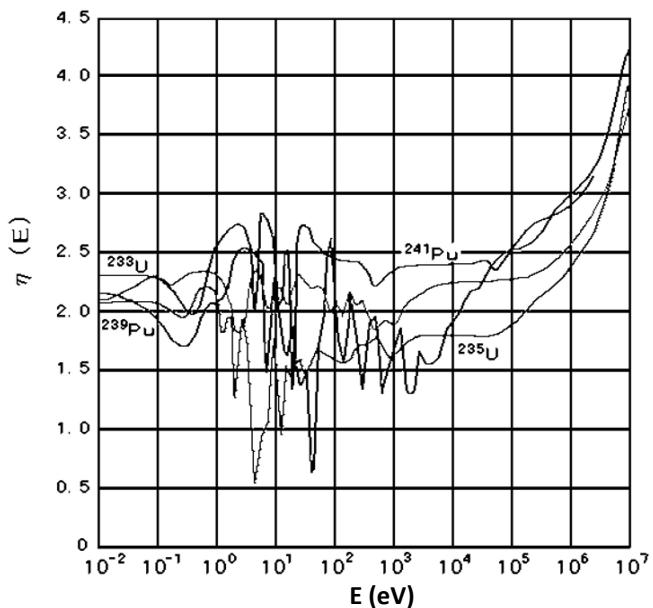
Untuk reaktor takberhingga besar yang berarti tidak ada kebocoran neutron, maka harga $P_f = P_t = 1$, dan perlipatan neutronnya dikenal sebagai perlipatan neutron takberhingga.

$$k_{\infty} = \epsilon \eta p f \quad (2-13)$$

sehingga :

$$k_{\text{ef}} = k = k_{\infty} P_t P_f \quad (2-14)$$

Dapat dilihat bahwa k bisa berharga lebih kecil dari satu ($k < 1$), yang berarti jumlah neutron pada generasi berikutnya lebih sedikit dibanding jumlah neutron pada generasi sebelumnya, disebut reaktor dalam kondisi subkritis. Jika k berharga satu ($k = 1$) berarti jumlah neutron pada setiap generasi tetap, reaktor disebut dalam kondisi kritis, dan jika $k > 1$, disebut reaktor dalam kondisi superkritis.



Gambar 2-7. Contoh harga η sebagai fungsi energi neutron E untuk ^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu dan ^{241}Pu .

2.6. Umur Neutron

Umur neutron (ℓ) adalah lamanya waktu semenjak neutron dilahirkan dari proses pembelahan sampai hilang dari sistem (reaktor). Dalam reaktor termal, neutron akan mengalami perlambatan atau termalisasi dan difusi sehingga umur neutron pada reaktor termal terdiri dari waktu perlambatan dari tenaga pembelahan sampai tenaga termal (t_m) dan waktu difusi pada tenaga termal sampai mengalami tangkapan (t_d). Waktu difusi didefinisikan sebagai waktu rata-rata dalam mana neutron termal habis atau lenyap karena diserap. Jadi umur neutron total adalah $\ell = t_m + t_d \approx t_d$ karena $t_m \ll t_d$. Untuk reaktor tak berhingga besar waktu (umur) difusi dapat dinyatakan sebagai (2-15).

$$t_d = \frac{\lambda_a}{v} = \frac{1}{v \Sigma_a} \quad (2-15)$$

notasi v adalah kelajuan neutron, λ_a adalah lintasan bebas rerata dari neutron termal dan Σ_a adalah tampang lintang mikroskopik serapan.

Seperti telah dijelaskan bahwa neutron dari suatu generasi tidak semua dilahirkan serentak pada saat terjadinya serapan pembelahan, sebagian kecil yaitu neutron kasip dihasilkan dari proses peluruhan isotop-isotop hasil belah. Dengan demikian umur rata-rata seluruh neutron dengan adanya neutron kasip adalah (2-16).

$$\bar{\ell} = (1 - \beta)\ell + \sum_{i=1}^{i=6} \beta_i(\tau_i + 1) \quad (2-16)$$

dengan $\tau_i = \frac{t_1}{\ln 2}$, adalah umur rerata isotop induk penghasil neutron kasip (*precursor*) kelompok ke-*i*, dan $\beta = \sum_{i=1}^6 \beta_i$ adalah fraksi total seluruh neutron kasip. Sedangkan umur neutron efektif dinyatakan dengan persamaan (2-17).

$$\ell_{ef} = (1 - \beta)\ell + \sum_{i=1}^{i=6} \frac{\beta_i}{\lambda_i} \quad (2-17)$$

2.7. Persamaan Difusi

Seperti telah dijelaskan bahwa di dalam suatu sistem reaktor, neutron dapat dihasilkan dari suatu sumber kemudian dapat hilang dari sistem karena serapan oleh bahan-bahan dalam sistem atau hilang karena bocor ke luar dari sistem reaktor. Neutron-neutron hasil fisi dengan energi yang berbeda-beda dan bergerak ke arah yang berbeda-beda, akan berubah baik posisi, energi, maupun arah geraknya karena adanya peristiwa hamburan oleh medium di dalam reaktor. Interaksi antara neutron dengan medium tersebut menghasilkan perpindahan atau *transport* neutron dari satu lokasi ke lokasi lain, dari satu energi ke energi lain, dan dari satu arah ke arah lainnya. Oleh karena itu distribusi neutron di dalam suatu sistem reaktor dapat dinyatakan dengan suatu “persamaan *transport*” atau disebut juga “persamaan Boltzmann” karena kesamaannya dengan persamaan Boltzmann di dalam teori kinetik gas.

Penyelesaian dari persamaan transport sangat komplek, untuk itu dikenalkan suatu pendekatan dari teori transport yaitu *teori difusi*, yang didasarkan pada persamaan kesetimbangan neutron sbb.:

‘Laju perubahan neutron per satuan volume sama dengan laju produksi (sumber) per satuan volume dikurangi laju kehilangan karena serapan dan laju kehilangan karena kebocoran per satuan volume’. Jika sumber neutron dinyatakan sebagai S , laju serapan neutron $\Sigma_a \phi$ dan laju kebocoran neutron L dan laju perubahan neutron di dalam reaktor dinyatakan sebagai $\frac{dn}{dt}$, maka neraca neutron dalam reaktor dapat dinyatakan sebagai persamaan (2-18).

$$\frac{dn}{dt} = S - \Sigma_a \phi - L \quad (2-18)$$

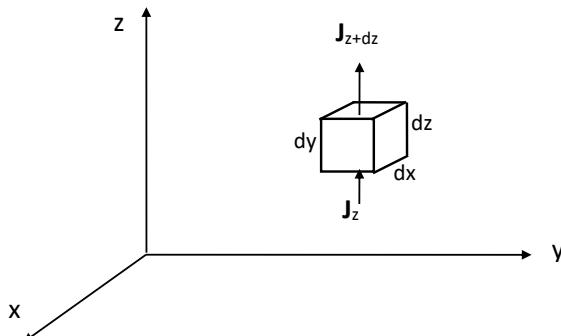
Kebocoran neutron dapat dijelaskan melalui Gambar 2-8, di mana J menyatakan rapat arus neutron yaitu jumlah neutron yang melewati suatu permukaan pada arah tertentu per satuan waktu. J_z dan J_{z+dz} masing-masing adalah vektor rapat arus neutron pada arah sumbu z sebelum dan sesudah memasuki elemen volume $dxdydz$, maka kehilangan neutron karena kebocoran pada arah z dari elemen volume tersebut adalah :

$$(J_{z+dz} - J_z)dxdy = \frac{\partial J_z}{\partial z} dx dy dz$$

atau secara umum laju kebocoran ke arah z adalah $\frac{\delta J_z}{\delta z}$, sehingga secara ringkas laju kehilangan neutron karena kebocoran per satuan volume dapat dituliskan sebagai

$$\frac{\delta J_z}{\delta z} + \frac{\delta J_y}{\delta y} + \frac{\delta J_x}{\delta x} = \text{div}J = \nabla \cdot J \quad (2-19)$$

notasi ∇ adalah operator divergen atau gradient.



Gambar 2-8. Kebocoran neutron pada elemen volume $dxdydz$

Berdasarkan hukum difusi Fick yang menyatakan bahwa vektor rapat arus adalah sebanding dengan negatif gradient dari fluks $J_z = -D \frac{\delta \phi}{\delta z}$, sehingga secara umum J dinyatakan sebagai dengan persamaan (2-20).

$$\mathbf{J} = -D \text{grad } \phi = -D \nabla \phi \quad (2-20)$$

dengan D adalah koefisien difusi, maka divergen dari J adalah (2-21)

$$\text{div}J = -D \cdot \text{div. grad.} \phi = -D \nabla^2 \phi \quad (2-21)$$

dan $\nabla^2 = \frac{\delta^2}{\delta x^2} + \frac{\delta^2}{\delta y^2} + \frac{\delta^2}{\delta z^2}$ disebut sebagai operator Laplace, dengan demikian persamaan (2-11) dapat dituliskan menjadi persamaan (2-22)

$$\frac{dn}{dt} = S - \sum a \phi + D \nabla^2 \phi \quad (2-22)$$

Persamaan (2-22) dikenal sebagai persamaan difusi neutron yaitu persamaan yang menyatakan kesetimbangan antara laju produksi dan laju kehilangan neutron termal di dalam suatu medium difusi.

Di atas telah disinggung mengenai vektor rapat arus neutron dan fluks neutron, keduanya sama-sama mempunyai satuan $\{\text{n cm}^{-2}\text{s}^{-1}\}$. Walaupun demikian secara fisis mempunyai pengertian yang berbeda di mana arus neutron adalah besaran vektor, sedangkan fluks neutron adalah besaran skalar sehingga lebih tepat jika satuan fluks neutron dinyatakan sebagai $(\text{n cm}^{-3})(\text{cm s}^{-1})$.

Persamaan difusi merupakan bentuk sederhana dari teori transport. Dalam pendekatan ini koefisien difusi dapat dinyatakan dalam bentuk tumpang lintang makroskopik yaitu dinyatakan dengan persamaan (2-23).

$$D = \frac{1}{3\Sigma_{tr}} = \frac{1}{3} \lambda_{tr} \quad (2-23)$$

di mana Σ_{tr} dan λ_{tr} masing-masing adalah tumpang lintang transport dan jarak atau lintasan bebas rerata transport. Sebagai contoh untuk air berat (D_2O) nilai D adalah berkisar 0,767 cm.

2.8. Persamaan Kekritisian

Persamaan difusi neutron (2-22) sebagai fungsi ruang (r) dan waktu (t), secara umum dapat ditulis sebagai persamaan (2-24).

$$\frac{dn(r,t)}{dt} = S(r,t) - \Sigma_a \phi(r,t) + D \nabla^2 \phi(r,t) \quad (2-24)$$

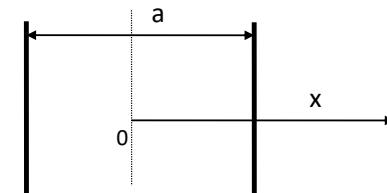
Persamaan tersebut dapat diselesaikan dengan cara pemisahan fluks neutron ke dalam fungsi ruang dan waktu. Untuk distribusi fluks sebagai fungsi ruang maka turunan fluks terhadap waktu $\frac{dn}{dt} = 0$, sehingga berlaku :

$$\nabla^2 \Psi(r) + B^2 \Psi(r) = 0 \quad (2-25)$$

di mana $\Psi(r)$ adalah fluks neutron pada waktu tertentu pada posisi r di dalam sistem, besaran B^2 didefinisikan sebagai **buckling** atau kelengkungan, yaitu ukuran kelengkungan kurva distribusi ruang dari fluks neutron di dalam sistem reaktor.

Besaran buckling berkaitan dengan geometri dari sistem reaktor, sebagai contoh untuk reaktor berbentuk papan atau plat takberhingga besar dengan tebal a , maka distribusi ruang hanya satu variable yaitu pada arah x (Gambar 2-9), maka $\nabla^2 \phi = \frac{d^2}{dx^2} \phi$, sehingga persamaan difusinya dapat ditulis sebagai persamaan (2-26).

$$\frac{d^2}{dx^2} \Psi(x) + B^2 \Psi(x) = 0 \quad (2-26)$$



Gambar 2-9. Reaktor plat takberhingga besar dengan tebal a dan koordinat 0 ditengah plat.

Oleh karena B^2 adalah bilangan ril dan positif maka penyelesaian umum dari persamaan (2-26) adalah berbentuk (2-27).

$$\Psi(x) = A \cos Bx + C \sin Bx \quad (2-27)$$

di mana A dan C adalah suatu konstanta. Oleh karena plat simetri dengan koordinat 0 ditengah-tengah maka penyelesaian tersebut adalah simetri yaitu $\Psi(x) = \Psi(-x)$, kondisi ini menghilangkan bentuk sinus dari persamaan (2-27) tersebut sehingga penyelesaiannya bisa ditulis menjadi (2-28).

$$\Psi(x) = A \cos Bx \quad (2-28)$$

Sebagai syarat batas dapat diasumsikan bahwa $\Psi(x) = 0$ pada batas ekstrapolasi yaitu pada $x = \pm \frac{1}{2}a$, sehingga :

$$\Psi\left(\pm \frac{1}{2}a\right) = A \cos\left(\pm \frac{1}{2}Ba\right) = 0$$

Oleh karena A suatu konstanta di mana $A \neq 0$, maka $\Psi\left(\pm \frac{1}{2}a\right) = 0$, hanya jika $\cos\left(\pm \frac{1}{2}Ba\right) = 0$, dan hal ini dipenuhi jika B mempunyai harga tertentu yaitu $B_n = \frac{n\pi}{a}$, di mana n adalah bilangan bulat ganjil : 1, 3, 5, dst. Dengan demikian penyelesaian persamaan (2-27) mempunyai bentuk :

$$\Psi_n(x) = A \cos B_n x = A \cos \frac{n\pi}{a} x$$

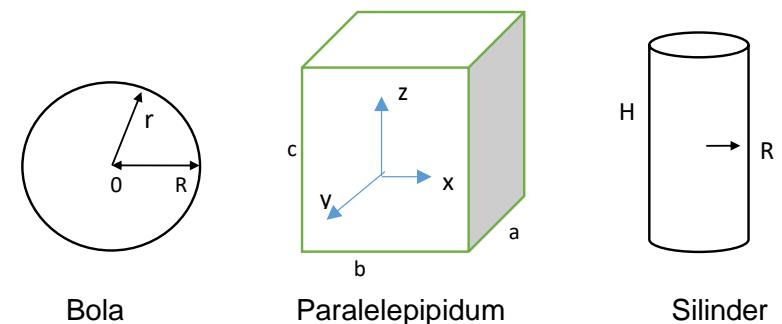
di mana $B_n = B_1, B_3, B_5$, dst., disebut sebagai *nilai-nilai pribadi* dari persamaan (2-17) dan penyelesaiannya Ψ_1, Ψ_3, Ψ_5 , dst., disebut sebagai *fungsi-fungsi pribadi*.

Hasil-hasil perhitungan menunjukkan bahwa besarnya fluks neutron asimtotik sangat didominasi oleh

nilai pribadi yang pertama atau nilai dasar yaitu $n=1$ atau B_1 , oleh karena itu didefinisikan suatu besaran $B_g^2 = B_1^2$ yang disebut sebagai **buckling geometri** dari sistem, karena besarnya tergantung pada bentuk geometri dari sistem reaktor. Dengan demikian besarnya buckling geometri untuk reaktor berbentuk plat takberhingga besar dengan tebal a adalah seperti pada persamaan (2-29).

$$B_g^2 = B_1^2 = \left(\frac{\pi}{a}\right)^2 \quad (2-29)$$

Dengan cara yang sama seperti uraian di atas dapat ditentukan buckling geometri untuk reaktor dengan bentuk-bentuk yang lain seperti reaktor bentuk bola, kubus dan silinder, dengan ukuran atau jarak ekstrapolasi tertentu seperti yang dilukiskan pada Gambar 2-10. Bentuk dan ukuran reaktor, rumusan buckling geometri, dan distribusi fluks neutronnya disajikan pada Tabel 2-3.



Gambar 2-10. Bentuk-bentuk reaktor dengan ukurannya

Tabel 2-2. *Buckling* dan distribusi fluks neutron untuk berbagai geometri reaktor (seperti Gambar 2-10)

Geometri reaktor	Buckling	Distribusi fluks neutron
Plat/papan	$\left(\frac{\pi}{a}\right)^2$	$\Phi_0 \cos \frac{\pi x}{a}$
Bola	$\left(\frac{\pi}{R}\right)^2$	$\frac{\Phi_0}{r} \sin \frac{\pi r}{R}$
Paralel-epipidum	$\left(\frac{\pi}{a}\right)^2 + \left(\frac{\pi}{b}\right)^2 + \left(\frac{\pi}{c}\right)^2$	$\Phi_0 \cos \frac{\pi x}{a} \cos \frac{\pi y}{b} \cos \frac{\pi z}{c}$
Silinder	$\left(\frac{2,405}{R}\right)^2 + \left(\frac{\pi}{H}\right)^2$	$\Phi_0 J_0\left(\frac{2,405r}{R}\right) \cos \frac{\pi z}{H}$

di mana Φ_0 , adalah fluks neutron awal pada koordinat 0, dan J_0 adalah fungsi Bessel jenis pertama orde nol.

Distribusi fluks neutron sebagai fungsi waktu dapat dijelaskan berdasarkan uraian seperti pada subab 2.5 di mana telah diuraikan mengenai faktor perlipatan neutron di dalam sistem reaktor. Untuk suatu sistem reaktor kritis, faktor perlipatan neutronnya berharga satu atau perubahan neutronnya tetap, yang berarti laju perubahan neutron $\frac{dn}{dt} = 0$, maka persamaan difusi neutron dapat dituliskan lagi menjadi persamaan (2-30).

$$S - \Sigma a\phi + D\nabla^2\phi = 0 \quad (2-30)$$

Sumber neutron S atau laju produksi neutron di dalam

reaktor berasal dari produksi neutron dari proses fisi per satuan volume. Berdasarkan definisi k_{\sim} = laju produksi neutron dibagi laju serapan neutron, maka laju produksi neutron dapat dituliskan sebagai : $S = k_{\sim} \Sigma_a \phi$, sehingga persamaan (2-15) dapat dituliskan kembali menjadi persamaan (2-31) atau (2-32)

$$k_{\sim} \Sigma_a \phi - \Sigma a\phi + D\nabla^2\phi = 0 \text{ atau}$$

$$\nabla^2\phi + \left[\frac{(k_{\sim} - 1)\Sigma_a}{D} \right] \phi = 0 \quad (2-31)$$

$$\nabla^2\phi + \frac{(k_{\sim} - 1)}{L^2} \phi = 0 \quad (2-32)$$

dengan $L^2 = \frac{D}{\Sigma_a}$, disebut sebagai luas difusi. Persamaan (2-32) dapat pula dituliskan sebagai persamaan (2-33)

$$\nabla^2\phi + B_m^2\phi = 0 \quad (2-33)$$

dengan

$$B_m^2 = \frac{k_{\sim} - 1}{L^2} \quad (2-34)$$

Persamaan (2-34) disebut sebagai **buckling material** yaitu mencirikan sifat-sifat material di dalam sistem reaktor. Persamaan (2-34) secara umum disebut juga sebagai **persamaan kritis** untuk satu kelompok energi neutron dan

untuk reaktor telanjang (tanpa reflektor) yang dapat dituliskan lagi menjadi persamaan (2-35).

$$1 = \frac{k_{\sim}}{1 + L^2 B_m^2} \quad (2-35)$$

Hubungan antara bukling material dengan bukling geometri dapat diturunkan dari persamaan (2-25), (2-29) dan (2-33) terlihat bahwa untuk reaktor kritis berlaku :

$$B_m^2 = B_g^2 \quad (2-36)$$

Dari Tabel 2-2 bukling untuk geometri bola telanjang adalah $B_g^2 = \left(\frac{\pi}{R}\right)^2$, kemudian dengan persamaan (2-34) dan (2-36) akan diperoleh hubungan persamaan (2-37).

$$R = R_k = \frac{\pi L}{(k_{\sim} - 1)^{\frac{1}{2}}} \quad (2-37)$$

R_k , adalah jari-jari kritis dari sistem reaktor tersebut. Dengan cara yang sama dapat ditentukan jari-jari kritis untuk bentuk geometri reaktor yang lainnya.

Bukling material mencerminkan sifat dari material di dalam reaktor, untuk komposisi material yang sama maka ukuran reaktor subkritis akan lebih kecil dibanding dengan

reaktor kritis, maka $B_m^2 < B_g^2$ atau kebolehjadian tidak bocornya lebih kecil dibanding dengan sistem reaktor kritis. Sebaliknya untuk sistem reaktor superkritis maka $B_m^2 > B_g^2$. Berdasarkan uraian tersebut di atas dapat disimpulkan bahwa :

Reaktor kritis	$k = 1$	$B_m^2 = B_g^2$
Reaktor subkritis	$k < 1$	$B_m^2 < B_g^2$
Reaktor superkritis	$k > 1$	$B_m^2 > B_g^2$

Berdasarkan pengertian faktor perlipatan neutron seperti yang telah dijelaskan sebelumnya maka dapat dikembangkan hubungan persamaan (2-38) dan (2-39).

$$\frac{k}{k_{\sim}} = P_{nl} = \frac{lajuserapan}{lajuserapan + lajukebocoran} = \frac{\Sigma_a \phi}{\Sigma_a \phi + DB_g^2 \phi} = \frac{1}{1 + L^2 B_g^2}$$

atau $k = P_{nl} k_{\sim} = \frac{k_{\sim}}{1 + L^2 B_g^2}$ (2-38)

$$\text{dan } P_{nl} = \frac{1}{1 + L^2 B_g^2} \quad (2-39)$$

$P_{nl} = P_f P_t$, adalah kebolehjadian tidak bocor baik sebagai neutron cepat maupun neutron termal

2.9. Massa Kritis, Moderator dan Reflektor

Beberapa faktor yang mempengaruhi proses pembelahan inti agar dapat berlangsung terus menerus antara lain adalah: jenis dan jumlah bahan dapat belah, bentuk, ukuran dan geometri serta struktur reaktor, jenis moderator dan reflektor, dll. Jumlah minimum massa bahan dapat belah yang mampu mempertahankan reaksi pembelahan berantai tersebut disebut sebagai *massa kritis*. Massa kritis untuk ^{235}U bisa bervariasi mulai dari lebih kecil 1 kg untuk sistem yang terdiri dari larutan uranium dalam air dengan perkayaan 90 % ^{235}U , sampai dengan 30 ton U-alam yang tersusun dalam matrik grafit. Sedangkan U-alam sendiri yang mengandung 0,7 % ^{235}U , sebesar apapun jumlahnya tidak akan pernah mencapai kondisi kritis, karena terlalu banyak neutron hasil fisi yang hilang di dalam reaksi non fisi. Susunan bahan bakar reaktor di dalam reaktor disebut sebagai *teras reaktor*.

Untuk memperkecil massa kritis pada reaktor termal digunakan moderator dan reflektor, pada prinsipnya persyaratan yang diperlukan untuk bahan moderator dan reflektor adalah: unsur dengan nomor massa rendah, mempunyai tampang lintang serapan atau tangkapan yang kecil, dan mempunyai tampang lintang hamburan yang besar. Beberapa bahan yang biasa dijadikan moderator dan reflektor a.l.: air ringan, air berat, berilium, grafit, dan zirkonium hidrida.

Pengaruh perkayaan bahan bakar dan rasio air (moderator) dengan bahan bakar terhadap massa kritis atau kekritisan adalah berkaitan dengan harga-harga faktor p

dan f atau k_{∞} (lihat uraian Subab 2.4.) dilukiskan pada Gambar 2-6. Jelas terlihat bahwa suatu reaktor homogen dengan bahan bakar uranium alam dan moderator air ringan atau grafit tidak akan pernah mencapai kekritisan, karena harga perlipatan neutron k_{∞} untuk sistem tersebut tidak pernah mencapai harga 1 (satu).

Di dalam praktik penentuan massa kritis dilakukan dengan mengamati pertambahan populasi neutron terhadap jumlah penambahan bahan bakar ke dalam teras, sedemikian rupa sehingga harga $k = 1$. Sebagai sumber neutron awal digunakan sumber neutron standard misalnya Am-Be ke dalam teras reaktor. Dari sejumlah S neutron yang masuk ke dalam teras pada saat awal, akan dihasilkan sejumlah kS neutron pada akhir generasi pertama dan sejumlah k^2S pada akhir generasi kedua dan seterusnya, sehingga total perlipatan neutron X di dalam teras reaktor dapat dituliskan menjadi persamaan (2-40).

$$X = S \left(\frac{1 + k + k^2 + \dots}{S} \right) = \frac{1}{1 - k} \quad (2-40)$$

$$\text{atau : } X \cdot S = \frac{S}{1 - k} \quad (2-41)$$

Bila disekitar teras reaktor ditempatkan detektor, maka laju cacah (C) yang ditampilkan oleh sistem deteksi adalah seperti yang dituliskan pada persamaan (2-42)

$$C = F \times S = \frac{FS}{1 - k} \quad (2-42)$$

di mana F adalah fraksi neutron yang tercacah oleh sistem deteksi. Dalam percobaan lebih baik diamati $\frac{1}{c}$ untuk setiap penambahan bahan bakar yaitu persamaan (2-43).

$$\frac{1}{C} = \frac{1 - k}{FS}. \quad (2-43)$$

Harga k akan bertambah dengan pertambahan bahan bakar, bila kondisi telah mencapai kritis ($k = 1$) parameter $\frac{1}{c}$ akan menjadi nol. Dengan mengetahui fraksi berat bahan fisik pada tiap elemen bakar yang telah dimasukkan, massa kritis reaktor dapat ditentukan.

Penentuan massa kritis juga dapat dilakukan dengan menggunakan pendekatan teori difusi (menggunakan hubungan persamaan 2-38) di mana persamaan tersebut dapat dituliskan kembali dalam bentuk persamaan (2-44).

$$1 - k = \frac{1 - k_{\sim} + L^2 B_g^2}{1 + L^2 B_g^2} = 1 - k_{\sim} + L^2 B_g^2 \quad (2-44)$$

di mana k_{\sim} dan luas difusi L^2 adalah fungsi dari komposisi material, untuk komposisi tertentu dapat dianggap konstan. Dari persamaan di atas terlihat bahwa $(1-k)$ linear terhadap B_g^2 . Jika diambil contoh untuk teras reaktor berbentuk

silinder maka bukling geometri B_g^2 besarnya adalah (lihat Tabel 2-2) :

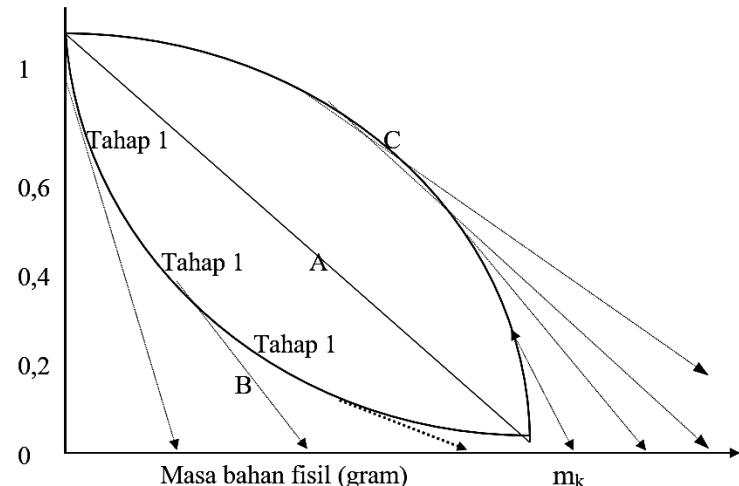
$$B_g^2 = \left[\frac{2,405}{R} \right]^2 + \left[\frac{\pi}{H} \right]^2$$

di mana R dan H masing-masing adalah ruji-ruji dan tinggi teras terektrapolasi. Dengan penambahan bahan bakar, maka jari-jari teras akan bertambah, sedangkan tinggi teras tetap. Sesuai dengan persamaan (2-43) terlihat bahwa $(1-k)$ berbanding lurus dengan $\frac{1}{c}$, maka dapat dibuat grafik antara $\frac{1}{c}$ versus $\frac{1}{R^2}$. Harga $\frac{1}{c} = 0$ berhubungan dengan jari-jari kritis R_k dan massa kritis reaktor m_k selanjutnya dapat ditentukan dari persamaan (2-45) sebagai berikut :

$$m_k = \pi R_k^2 H \rho \quad (2-35)$$

di mana ρ = rapat massa bahan bakar (g/cm^3) dan H = tinggi aktif teras reaktor. Bentuk grafik yang diperoleh dalam menuju kondisi kritis dapat bervariasi sesuai dengan penambahan massa bahan bakar reaktor, seperti ditunjukkan pada Gambar 2-11. Di dalam praktik pemuatan bahan bakar ke dalam teras reaktor nuklir (*fuel loading*) harus memberikan estimasi massa kritis reaktor yang konservatif.

$$Co/C = 1/cacah$$



Gambar 2-11. Beberapa bentuk grafik hubungan antara $\frac{1}{C}$ versus massa bahan fisil yang mungkin diperoleh.

Catatan :

Grafik berbentuk linear (A) adalah yang paling ideal karena ekstrapolasi pada penambahan bahan bakar pada tahap 1 telah dapat memberikan estimasi massa kritis reaktor (m_k) dengan baik. Estimasi tahap 1 yang diperoleh dari kurva cekung (B) memberikan jumlah massa kritis yang terlalu kecil, sedangkan dari kurva cembung (C) memberikan estimasi yang terlalu besar. Bentuk kurva yang cekung umumnya diperoleh apabila posisi detektor terlalu jauh dari sumber neutron standard, sedangkan kurva yang cembung

diperoleh apabila posisi detektor terlalu dekat dengan sumber neutron standard. Dengan memperbanyak jumlah tahap penambahan bahan bakar, estimasi massa kritis yang diperoleh semakin baik.

2.10. Contoh Soal dan Penyelesaian

Contoh-contoh soal dan penyelesaiannya yang berkaitan dengan seluruh uraian Bab II.

Contoh 2-1.

Diketahui teras reaktor Kartini berbentuk silinder dengan ukuran jari-jari $R = 16 \text{ cm}$, tinggi $H = 35 \text{ cm}$, pada daya reaktor 100 kW besar fluks neutron reratanya $\phi = 6,57 \cdot 10^{11} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$. Bahan bakar reaktor Kartini adalah ^{235}U dengan tumpang lintang fisi $\sigma_f = 582 \text{ barn}$. Hitunglah berapa gram banyaknya ^{235}U di dalam reaktor tersebut.

Penyelesaian :

Berdasarkan rumus pendekatan daya reaktor persamaan (2-8) yaitu

$$P = \frac{\Sigma_f \phi V r}{3,125 \cdot 10^{10}} = \frac{VN\sigma_f \phi}{3,125 \cdot 10^{10}} \text{ watt ,}$$

di mana $V = \pi R^2 H = 3,14 (16^2) 35 = 28148,7 \text{ cm}^3$, dan fluks neutron $\phi = 6,57 \cdot 10^{11} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$, sehingga :

$$N = \frac{3,125 \cdot 10^{10} \cdot 100 \cdot 10^3}{582 \cdot 10^{-24} \cdot 28148,7 \cdot 6,5 \cdot 10^{11}} = 2,93 \cdot 10^{20} \text{ inti / cm}^3$$

Sedangkan $N = \frac{N_A \rho}{BA} = \frac{N_A m}{VBA}$ atau massa bahan fisik adalah:

$$m = \frac{N \cdot V \cdot BA}{N_A} = \frac{2,93 \cdot 10^{20} \cdot 28148,7235}{6,02 \cdot 10^{23}} = 3189,8 \text{ gram} \approx 3,2 \text{ kg}$$

Catatan: Hasil pengukuran sebenarnya menunjukkan bahwa massa kritis minimum untuk reaktor nuklir Kartini adalah sekitar 2,6 kg ^{235}U

Soal di atas dapat pula diselesaikan dengan cara yang lebih singkat :

$$P = \frac{\Sigma_f \phi V_r}{3,125 \cdot 10^{10}} = \frac{VN\sigma_f \phi}{3,125 \cdot 10^{10}} = \frac{VN_A m \sigma_f \phi}{V \cdot BA \cdot 3,125 \cdot 10^{10}} \quad \text{watt}$$

m dapat ditentukan tanpa harus menghitung V karena volume reaktor V pada pembilang dan penyebut saling meniadakan.

Contoh 2-2.

Suatu reaktor termal mempunyai komposisi bahan-bahan sbb.:

jumlah $U^{235} = 1,5 \cdot 10^{22}$ inti/cm³, dengan $\sigma_a = 680$ b

jumlah $U^{238} = 2,5 \cdot 10^{22}$ inti/cm³, dengan $\sigma_a = 218$ b

jumlah $Zr = 4,5 \cdot 10^{22}$ inti/cm³, dengan $\sigma_a = 0,2$ b

jumlah $H_2O = 3,5 \cdot 10^{22}$ inti/cm³, dengan $\sigma_a = 5 \cdot 10^{-4}$ b

a. Hitung harga faktor penggunaan termal dari reaktor tersebut.

b. Jika diketahui faktor pembelahan cepat, faktor bebas resonansi dan faktor reproduksi masing-masing sebesar 1,025 , 0,825 , dan 1,25 , apakah reaktor tersebut dapat mencapai kekritisan? (anggap tidak ada kebocoran neutron ke luar sistem reaktor tsb)

Penyelesaian :

a. Berdasarkan persamaan (2-11) faktor penggunaan termal dinyatakan sebagai

$$f = \frac{\Sigma_{af}}{\Sigma_{af} + \Sigma_{am} + \Sigma_{ao}}$$

$$\dots = \frac{[N\sigma_a]_{U-235}}{[N\sigma_a]_{U-235} + [N\sigma_a]_{U-238} + [N\sigma_a]_{Zr} + [N\sigma_a]_{H2O}} = 0,651$$

b. Berdasarkan persamaan (2-12) atau (2-13) dengan menganggap tidak ada kebocoran neutron maka $P_f P_t = 1$ sehingga faktor perlipatan neutron dari reaktor tersebut adalah:

$$k = \varepsilon \eta p_f P_f P_t = 1,025 \cdot 1,25 \cdot 0,825 \cdot 0,651 = 0,688$$

ternyata harga $k < 1$, berarti kondisi reaktor tersebut adalah subkritis.

Contoh 2-3.

Suatu reaktor telanjang (tanpa reflektor) dengan bahan bakar uranium alam berbentuk silinder diameter 25,4 mm, disusun membentuk perangkat kisi persegi dengan panjang (*pitch*) 15,2 cm, diletakkan di dalam bejana silinder berisi air berat atau D_2O sebagai moderator, perbandingan

tinggi dengan diameter dari bejana tersebut adalah 1,2. Jika diketahui buckling material dari sistem reaktor tersebut adalah $8,6 \text{ m}^{-2}$, hitunglah massa uranium alam sedemikian sehingga reaktor tersebut menjadi reaktor kritis.

Penyelesaian :

Langkah pertama adalah menentukan ukuran sistem kritis untuk reaktor silinder. Dari Tabel 2-2 diperoleh buckling geometri untuk reaktor silinder adalah:

$$B_g^2 = \left[\frac{2,405}{R} \right]^2 + \left[\frac{\pi}{H} \right]^2$$

diketahui $H/2R = 1,2$ atau $H = 2,4 R$, sehingga :

$$B_g^2 = \left[\frac{2,405}{R} \right]^2 + \left[\frac{\pi}{2,4R} \right]^2 = \frac{7,5}{R^2}$$

Untuk reaktor kritis $B_m^2 = B_g^2 = 8,6 \text{ m}^{-2}$; sehingga jari-jari dan tinggi kritis dari reaktor silinder tersebut adalah :

$$R_k^2 = \frac{7,5}{8,6} = 0,87 \text{ m}^2 \rightarrow R_k = 0,93 \text{ m} \rightarrow H_k = 2,4(0,93) = 2,23 \text{ m}$$

Langkah kedua adalah menentukan volume dan massa bahan bakar reaktor. Telah diketahui bahwa bahan bakar disusun dalam perangkat kisi persegi dengan panjang kisi 15,2 cm, maka luas efektif per perangkat bahan bakar adalah $(0,152)^2 = 0,0231 \text{ m}^2$. Sedangkan luas permukaan teras reaktor kritis dihitung dari $\pi R_k^2 = 3,14(0,93)^2 = 2,72 \text{ m}^2$, oleh karena itu jumlah

perangkat bahan bakar $\frac{2,72}{0,0231} \approx 117 \text{ perangkat}$.

Jari-jari bahan bakar adalah $R = 0,5 (0,0254) = 0,0127 \text{ m}$, maka luas permukaan tampang lintang tiap elemen bahan

bakar adalah $\pi R^2 = 3,14(0,0127)^2 = 0,0005 \text{ m}^2$, sehingga jumlah batang bahan bakar dalam satu perangkat adalah $\frac{0,0231}{0,0005} \approx 46 \text{ buah}$, dan jumlah total bahan bakar di dalam teras reaktor adalah $(117)(46) = 5382 \text{ buah}$.

Oleh karena tinggi bahan bakar sama dengan tinggi teras aktif, maka volume total bahan bakar adalah :

$$5382\pi R^2 H_k = (5382)(0,0005)(2,23) = 6 \text{ m}^3$$

Dengan mengambil rapat massa uranium 19000 kg/m^3 , maka massa total uranium agar reaktor kritis adalah : $6(19000) = 114 \text{ ton}$

Contoh 2-4.

Tentukan kebolehjadian tidak bocor dari neutron baik tidak bocor sebagai neutron termal maupun sebagai neutron cepat, untuk reaktor seperti pada contoh soal 2-3, jika diketahui panjang difusi dari air berat adalah sebesar 100 cm.

Penyelesaian :

Kebolehjadian tidak bocor baik sebagai neutron cepat maupun neutron termal dari suatu reaktor dinyatakan oleh persamaan (2-39) di mana untuk reaktor kritis berlaku $B_m^2 = B_g^2$, maka :

$$P_{nl} = \frac{1}{1 + L^2 B_g^2} = \frac{1}{1 + 8,6(1)} = \frac{1}{9,6} = 0,104$$

Contoh 2-5.

Uraikan cara dan jabarkan formulasi untuk penentuan fraksi neutron kasip di dalam praktek.

Uraian :

Pengukuran fraksi neutron kasip absolut dapat dilakukan dengan cara iradiasi (mereaksikan) cuplikan material yang mengandung isotop-isotop fisil misalnya ^{235}U pada selang waktu tertentu di dalam medan neutron. Cuplikan yang diiradiasi akan memproduksi inti-inti hasil belah pemancar neutron kasip sebanding dengan flux neutron penyebab reaksi pembelahan dan tampang lintang reaksi pembelahan makroskopisnya. Laju reaksi pembelahan dalam suatu inti cuplikan sebanyak N_0 inti yang mempunyai tampang lintang pembelahan mikroskopis σ_f dan diiradiasi di dalam flux neutron ϕ adalah :

$$R = N_0 \sigma_f \phi$$

Jika N adalah jumlah inti baru dan N_0 jumlah inti sasaran mula-mula, maka laju perubahan inti-inti baru yang ada di dalam cuplikan adalah sama dengan laju pembentukan inti baru dikurangi laju peluruhan yang terjadi. Dalam bentuk persamaan dapat dituliskan sebagai berikut:

$$\frac{dN}{dt} = \phi N_0 \sigma_f - \lambda N$$

Apabila persamaan di atas diintegrasikan untuk selang waktu iradiasi t_1 akan didapat :

$$N_1 = \frac{\phi N_0 \sigma_f}{\lambda} (1 - e^{-\lambda t_1})$$

di mana N_1 = jumlah nuklida baru yang ada setelah iradiasi selama waktu t_1 . dan λ = konstanta peluruhan nuklida yang terbentuk. Aktivitas yang timbul pada waktu t_1 adalah persamaan (C2-5-1).

$$A = \lambda N_1 = \phi N_0 \sigma_f (1 - e^{-\lambda t_1}) \quad (\text{C2-5-1})$$

Bila lama iradiasi t_1 sampai dengan tak berhingga, maka λN_1 dinamakan aktivitas jenuh. Besarnya aktivitas jenuh adalah sebagai berikut

$$A_s = \phi N_0 \sigma_f \quad (\text{C2-5-2})$$

Dan pada saat berakhirnya waktu iradiasi t_1 besarnya aktivitas menjadi persamaan (C2-5-3)

$$A_1 = A_s (1 - e^{-\lambda t_1}) \quad (\text{C2-5-3})$$

Sedangkan aktivitas pada saat t_2 yang berarti telah mengalami selang waktu tunda selama $(t_2 - t_1)$ adalah mengikuti persamaan (C2-5-4).

$$A_2 = A_s (1 - e^{-\lambda t_1}) e^{-\lambda (t_2 - t_1)} \quad (\text{C2-5-4})$$

Dengan demikian apabila dalam setiap reaksi pembelahan memancarkan neutron kasip total untuk seluruh kelompok

sebesar β , maka aktivitas neutron kasip untuk seluruh reaksi pembelahan dalam keadaan jenuh adalah sebesar $N_0 \sigma_f \phi \beta$. Pada keadaan $t_2 - t_1$ setelah waktu iradiasi selama t_1 besarnya aktivitas seluruh kelompok neutron kasip adalah (C2-5-5).

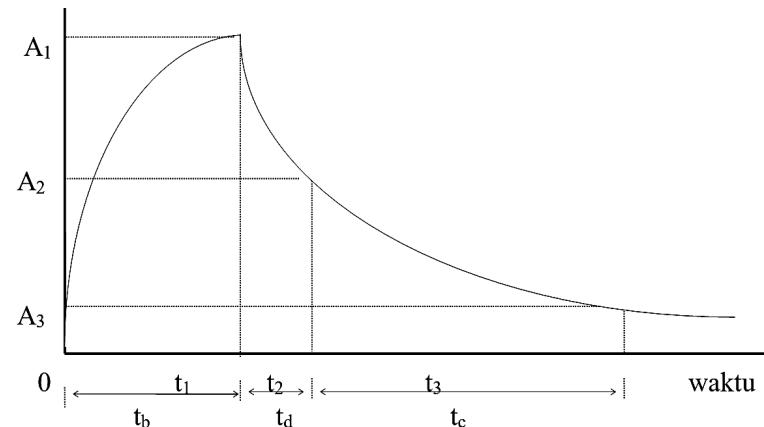
$$A_d = N_0 \sigma_f \phi \beta \sum_{i=1}^6 a_i (1 - e^{-\lambda_i t_1}) e^{-\lambda_i(t_2 - t_1)} \quad (\text{C2-5-5})$$

di mana a_i adalah nilai persen hasil atau yield neutron kasip kelompok ke- i . yang dituliskan sebagai $a_i = \beta_i / \beta$. Apabila dilakukan pencacahan, maka jumlah neutron kasip yang dipancarkan selama waktu $t_3 - t_2$, iradiasi selama t_1 dan waktu tunda selama $t_2 - t_1$ adalah sebagai berikut :

$$C = \sum_{i=1}^6 \int_0^{t_3 - t_2} A dt \quad (\text{C2-5-6})$$

$$\begin{aligned} &= \sum_{i=1}^6 A_s a_i \left(1 - e^{-\lambda_i t_1}\right) e^{-\lambda_i(t_2 - t_1)} \int_0^{t_3 - t_2} e^{-\lambda_i t} dt \\ &= \sum_{i=1}^6 \frac{A_s}{\lambda_i} a_i \left(1 - e^{-\lambda_i t_1}\right) \left(1 - e^{-\lambda_i(t_3 - t_2)}\right) e^{-\lambda_i(t_2 - t_1)} \\ C &= N_0 \sigma_f \phi \beta \sum_{i=1}^6 \frac{a_i}{\lambda_i} \left(1 - e^{-\lambda_i t_1}\right) \left(1 - e^{-\lambda_i(t_3 - t_2)}\right) e^{-\lambda_i(t_2 - t_1)} \end{aligned}$$

Apabila didefinisikan $t_1 = t_b$, $t_2 - t_1 = t_d$, dan $t_3 - t_2 = t_c$, maka aktivitas cuplikan akan menjadi seperti pada Gambar 2-12.



Gambar 2-12. Grafik aktivitas cuplikan dan peluruhan sebagai fungsi waktu.

Dapat diterangkan bahwa suatu cuplikan yang diiradiasi selama waktu t_b dan mengalami waktu tunda t_d dan waktu pencacahan t_c akan menghasilkan aktivitas neutron kasip sebesar A_1 , A_2 , dan A_3 . Apabila aktivitas tersebut tercacah dengan efisiensi ε maka cacah yang didapat pada saat iradiasi jenuh adalah sebagai persamaan (C2-5-7).

$$C = \varepsilon N_0 \sigma_f \phi \beta \sum_{i=1}^6 \frac{a_i}{\lambda_i} \left(1 - e^{-\lambda_i t_b}\right) \left(1 - e^{-\lambda_i t_c}\right) e^{-\lambda_i t_d} \quad (\text{C2.5-7})$$

Cacah yang digambarkan oleh persamaan di atas adalah hasil pencacahan detektor selama waktu t_d detik.

Dalam waktu takterhingga setelah waktu iradiasi jenuh berakhir, jumlah cacah neutron kasip yang dipancarkan oleh seluruh kelompok inti-inti penghasil neutron kasip adalah sebagai berikut.

$$C = \varepsilon N_0 \sigma_f \phi \beta \sum_{i=1}^6 \int_0^\infty a_i e^{-\lambda_i t} dt \quad (C2.5-8)$$

atau :

$$C = \varepsilon N_0 \sigma_f \phi \beta a \quad (C2.5-9)$$

di mana

$$a = \sum_{i=1}^6 a_i = \sum_{i=1}^6 \beta_i / \beta \quad (C2.5-10)$$

Didalam praktek persamaan (C2.5-9) dapat dipakai sebagai dasar untuk menentukan besarnya fraksi neutron kasip dari ^{235}U , dan dengan menggunakan data-data pada Tabel 2-1 maka persamaan (C2.5-9) juga dapat dipakai sebagai dasar untuk penentuan bahan dapat belah (N_0), misalnya kandungan uranium dari suatu sampel, jika fluks neutron ϕ diketahui, karena jumlah cacah neutron kasip akan sebanding dengan jumlah inti penghasil neutron kasip.

BAB III

Kinetika Reaktor Nuklir

3.1. Persamaan Kinetika Reaktor

Kinetika reaktor nuklir adalah bagian dari fisika reaktor yang mempelajari perilaku gerakan reaksi inti berantai (gayut waktu) yang terjadi di dalam reaktor nuklir. Selanjutnya, untuk lebih ringkasnya istilah kinetika reaktor nuklir akan ditulis sebagai *kinetika reaktor*. Persamaan kinetika reaktor merupakan gambaran dari perilaku reaktor atau perilaku neutron di dalam reaktor yang gayut waktu (*kinetics*) akibat perubahan faktor perlipatan neutron di dalam reaktor. Di dalam bab ini akan diuraikan penjabaran dari persamaan kinetika reaktor untuk satu kelompok neutron yang sangat besar peranannya dalam proses pembelahan inti yaitu kelompok neutron termal, serta cara penyelesaiannya.

3.1-1. Penjabaran Persamaan Kinetika Reaktor

Seperti telah diuraikan pada Bab II bahwa perubahan kerapatan neutron di dalam reaktor dapat dinyatakan dengan persamaan difusi (persamaan 2-22), di mana sumber neutron S adalah laju pembentukan neutron dari proses pembelahan per satuan volume yang besarnya $S = k - \Sigma_a \phi$. Laju pembentukan atau produksi neutron tersebut adalah laju produksi neutron total yaitu berupa neutron serentak dan neutron kasip. Laju produksi neutron serentak

saja dapat dinyatakan sebagai :

$$S_p = k_{\sim} \Sigma_a \phi (1 - \beta) \quad (3-1)$$

dan laju produksi neutron kasip saja adalah :

$$S_d = \sum_i \lambda_i C_i. \quad (3-2)$$

di mana β adalah fraksi neutron kasip total, λ_i dan C_i masing-masing adalah konstanta peluruhan dan konsentrasi isotop penghasil neutron kasip (inti cm^{-3}) kelompok ke-i. Dengan pengertian tersebut maka persamaan difusi neutron (2-12) dapat ditulis menjadi persamaan (3-3).

$$\frac{dn}{dt} = k_{\sim} \Sigma_a \phi (1 - \beta) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i - \Sigma_a \phi + D \nabla^2 \phi \quad (3-3)$$

untuk reaktor kritis $B_m^2 = B_g^2$, maka dari persamaan (2-33) diperoleh hubungan: $\nabla^2 \phi = -B_g^2 \phi$, kemudian dengan pengertian $\phi = n v$ dan $L^2 = \frac{D}{\Sigma_a}$, disubstitusikan ke persamaan (3-3) di atas akan menghasilkan :

$$\frac{dn}{dt} = k_{\sim} \Sigma_a nv (1 - \beta) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i - \Sigma_a nv - L^2 \Sigma_a B_g^2 nv,$$

$$\frac{dn}{dt} = \Sigma_a nv [k_{\sim} (1 - \beta) - (1 + L^2 B_g^2)] + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i,$$

$$\frac{dn}{dt} = \Sigma_a v (1 + L^2 B_g^2) \left[\frac{k_{\sim} (1 - \beta)}{(1 + L^2 B_g^2)} - 1 \right] n + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i \quad (3-4)$$

dari persamaan (2-38) telah diperoleh hubungan

$$k = P_{nl} k_{\sim} = \frac{k_{\sim}}{1 + L^2 B_g^2}, \text{ dan sesuai dengan pengertian}$$

umur difusi yaitu persamaan (2-15) yang berlaku untuk reaktor tak berhingga besar, maka untuk reaktor dengan ukuran tertentu umur neutron serentak diperoleh dari persamaan (2-15) dikalikan dengan kebolehjadian tidak bocor baik sebagai neutron cepat maupun sebagai neutron termal yaitu persamaan (2-39), sehingga umur neutron serentak dapat dituliskan sebagai persamaan (3-5).

$$\ell = \frac{1}{v \Sigma_a (1 + L^2 B_g^2)} \quad (3-5)$$

kemudian substitusi (3-5) ke persamaan (3-4) di atas akan diperoleh hubungan seperti pada persamaan (3-6).

$$\frac{dn}{dt} = [k(1 - \beta) - 1] \frac{n}{\ell} + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i \quad (3-6)$$

Kondisi kekritisan reaktor selain dinyatakan dengan

besaran k , juga biasa dinyatakan dengan perubahan k terhadap nilai satu, biasa disebut sebagai *reaktivitas* dengan simbol ρ yang didefinisikan dengan persamaan (3-7).

$$\rho = \frac{k-1}{k} \quad (3-7)$$

sehingga persamaan (3-6) dapat pula ditulis menjadi (3-8).

$$\frac{dn}{dt} = k(\rho - \beta) \frac{n}{\ell} + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i \quad (3-8)$$

Pada persamaan (3-8) tersebut di atas diperlukan rumusan dari C_i yaitu konsentrasi isotop penghasil neutron kasip (precursor) kelompok ke- i sebagai fungsi waktu. Seperti telah diketahui bahwa total produksi neutron di dalam sistem adalah $S = k_{\sim} \Sigma_a \phi$, dari hubungan tersebut dapat dituliskan laju pembentukan isotop-isotop penghasil neutron kasip sebagai : $\beta_i k_{\sim} \Sigma_a \phi$, di mana β_i adalah fraksi neutron kasip kelompok ke i . Pada saat yang sama isotop-isotop penghasil neutron kasip tersebut juga meluruh dengan laju peluruhan $\lambda_i C_i$, sehingga laju netto pembentukan isotop penghasil neutron kasip kelompok ke- i , dapat dituliskan sebagai persamaan (3-9).

$$\frac{dC_i}{dt} = \beta_i k_{\sim} \Sigma_a n v - \lambda_i C_i \quad (3-9)$$

dari persamaan (2-14) dibagi dengan persamaan (3-5) akan diperoleh hubungan $\frac{k}{\ell} = k_{\sim} \Sigma_a v$, dan jika disubstitusikan ke persamaan (3-9) akan diperoleh persamaan (3-10).

$$\frac{dC_i}{dt} = k \beta_i \frac{n}{\ell} - \lambda_i C_i \quad (3-10)$$

Pasangan persamaan diferensial (3-8) dan (3-10) tersebut di atas dikenal sebagai **persamaan kinetika reaktor** untuk reaktor model titik (dengan mengabaikan fungsi posisi). Persamaan tersebut melukiskan perilaku populasi neutron di dalam reaktor sebagai fungsi masukan reaktivitas ρ .

3.1-2. Penyelesaian Persamaan Kinetika Reaktor

Penyelesaian persamaan kinetika reaktor yaitu pasangan persamaan-persamaan (3-8) dan (3-10) untuk masukan reaktivitas undak dapat dilakukan antara lain dengan fungsi coba-coba yaitu menggunakan fungsi eksponensial seperti persamaan (3-11) dan (3-12).

$$n(t) = A e^{wt} \quad (3-11)$$

dan

$$C_i(t) = B_i e^{wt} \quad (3-12)$$

dari persamaan (3-10), (3-11) dan (3-12) diperoleh hubungan persamaan (3-13).

$$B_i = \frac{k\beta_i}{\ell(w + \lambda_i)} A \quad (3-13)$$

Substitusi persamaan (3-11), (3-12) dan (3-13) ke dalam persamaan (3-8) dan (3-10) akan menghasilkan persamaan (3-14).

$$\rho = \frac{w\ell}{k} + \sum_{i=1}^6 \frac{w\beta_i}{w + \lambda_i} \quad (3-14)$$

yang merupakan persamaan karakteristik dengan tujuh harga w (akar-akar persamaan), sehingga populasi neutron sebagai fungsi waktu di dalam reaktor dapat dinyatakan sebagai persamaan (3-15).

$$n(t) = A_0 e^{w_0 t} + A_1 e^{w_1 t} + A_2 e^{w_2 t} + \dots + A_6 e^{w_6 t} \quad (3-15)$$

Dengan mengambil pengertian reaktivitas dalam satuan dollar (\$) yaitu $\rho = \frac{k-1}{k\beta}$ dan $T = \frac{1}{w}$ sebagai periode reaktor yaitu waktu yang diperlukan agar daya reaktor berubah sebesar e kali daya semula, maka persamaan (3-14) dapat juga ditulis menjadi persamaan (3-16).

$$\rho = \frac{\ell}{\ell + T} + \frac{T}{\ell + T} \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i}{1 + \lambda_i T} \quad (3-16)$$

Persamaan (3-16) dikenal sebagai "**persamaan per-jam**",

yang melukiskan hubungan antara reaktivitas reaktor dalam satuan dollar dengan periode reaktor. Pada pengendalian reaktor nilai reaktivitas tersebut dikendalikan oleh batang-batang kendali sehingga batang-batang kendali dikatakan mempunyai nilai reaktivitas atau *rod worth*. Di dalam praktik persamaan (3-16) tersebut biasa dipakai untuk penentuan atau kalibrasi nilai reaktivitas batang-batang kendali reaktor yang harus dilakukan secara periodik.

3.2. Reaktivitas dan Periode Reaktor

Seperti telah disinggung pada Subbab 3.1. di atas bahwa reaktivitas reaktor dengan simbol ρ dinyatakan sebagai besarnya perubahan faktor perlipatan neutron (k) terhadap harga satu (lihat persamaan 3-7) yang dapat ditulis lagi sebagai persamaan (3-7).

$$\rho = \frac{k-1}{k} = 1 - \frac{1}{k} \quad (3-17)$$

dari definisi tersebut dapat dilihat bahwa besaran reaktivitas merupakan bilangan tanpa satuan, atau bisa dinyatakan dalam persen (%). Selain itu oleh karena besaran ini sangat terkait dengan pengaruh neutron kasip di dalam pengendalian reaktor maka biasanya reaktivitas juga dinyatakan dalam satuan "dolar" (\$) atau sen yaitu reaktivitas 1 dolar = fraksi neutron kasip, atau $\rho(\$) = \rho/\beta$, dan 1 dolar = 100 sen.

Reaktivitas reaktor bisa berharga negatif, positif atau nol. Reaktivitas negatif berarti $k < 1$ maka kondisi reaktor

subkritis, reaktivitas positif berarti $k > 1$ maka kondisi reaktor superkritis, dan reaktivitas nol berarti $k = 1$ maka reaktor disebut pada kondisi kritis. Pengaturan reaktivitas di dalam pengendalian reaktor biasanya dilakukan dengan cara penyisipan dan penarikan batang-batang kendali ke atau dari dalam teras reaktor. Pemasukan reaktivitas tersebut bisa berbentuk undak maupun ram (kontinu).

Jika reaktivitas undak ρ positif atau $k > 1$, maka akan ada 6 akar-akar pada persamaan (3-14) dan (3-15) yang bertanda negatif yaitu $w_1 w_2 \dots w_6$ dan satu akar bertanda positif yaitu w_0 . Secara numeris ke enam harga akar negatif tersebut besarnya hampir sama dengan nilai tetapan peluruhan (λ_i) dari isotop penghasil neutron kasip. Oleh karena selain suku pertama dari persamaan (3-15) mempunyai harga w negatif maka akhirnya yang paling dominan adalah suku yang mempunyai harga w positif yaitu persamaan (3-18).

$$n(t) = A_0 e^{w_0 t} \quad (3-18)$$

Periode reaktor T didefinisikan sebagai waktu yang diperlukan untuk perubahan fluks neutron atau daya reaktor dengan faktor e , dengan demikian (3-18) menjadi (3-19).

$$n(t) = n_o e^{t/T} \text{ atau } \frac{1}{n} \cdot \frac{dn}{dt} = \frac{1}{T} \quad (3-19)$$

dalam hal ini $T = 1/w_0$ disebut sebagai periode reaktor stabil,

dan $T = 1/w_1, 1/w_2, \dots, 1/w_6$, disebut sebagai periode transien.

Untuk penyisipan reaktivitas negatif atau $k < 1$, semua akar-akar penyelesaian persamaan (3-15) bertanda negatif, sehingga fluks neutron akan menurun sebagai fungsi waktu, dengan waktu penurunan paling lambat pada suku yang mempunyai akar w_0 . Untuk memberikan gambaran, sebagai contoh dapat dianggap hanya ada satu kelompok neutron kasip (merupakan rerata dari ke enam kelompok) dengan fraksi β dan tetapan peluruhan λ yaitu dinyatakan dengan persamaan (3-20).

$$\frac{\beta}{\lambda} = \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i}{\lambda_i} \quad (3-20)$$

dan dari Tabel 2-1 dapat dihitung harga λ mendekati 0,08 per detik. Untuk satu kelompok neutron kasip dan kondisi k mendekati 1 maka persamaan (3-14) menjadi (3-21).

$$\rho \approx w\ell + \frac{w\beta}{w + \lambda} \quad (3-21)$$

yang merupakan persamaan kuadrat dalam w yaitu dapat dituliskan sebagai berikut: $\ell w^2 + (\ell\lambda + \beta - \rho) - \rho\lambda = 0$, yang mempunyai dua akar yaitu :

$$w_{0,1} = \frac{-(\ell\lambda + \beta - \rho) \pm \sqrt{(\ell\lambda + \beta - \rho)^2 + 4\ell\rho\lambda}}{2\ell}$$

Untuk harga-harga sistem yang mendekati kritis yaitu $k \sim 1$ atau $\rho \ll \beta$, (yaitu untuk harga-harga reaktivitas lebih kecil atau sama dengan 0,0025) maka bisa dianggap $(\ell\lambda + \beta - \rho)^2 \gg 2\ell\rho\lambda$ sehingga :

$$\sqrt{(\ell\lambda + \beta - \rho)^2 + 4\ell\rho\lambda} \approx (\ell\lambda + \beta - \rho) + \frac{2\ell\lambda}{(\ell\lambda + \beta - \rho)} \quad \text{oleh}$$

karena itu

$$w_0 = \frac{\rho\lambda}{(\ell\lambda + \beta - \rho)} \quad \text{dan} \quad w_1 = -\frac{(\ell\lambda + \beta - \rho)}{\ell}$$

dan harga $\ell\lambda \ll \beta - \rho$, atau $\rho \ll \beta$ sehingga persamaan di atas dapat didekati dengan :

$$w_0 \approx \frac{\rho\lambda}{\beta - \rho} \quad \text{dan} \quad w_1 \approx -\frac{(\beta - \rho)}{\ell}$$

sehingga untuk satu kelompok neutron kasip maka penyelesaiannya adalah :

$$n = A_0 e^{w_0 t} + A_1 e^{w_1 t}$$

dan

$$C = B_0 e^{w_0 t} + B_1 e^{w_1 t}$$

dengan memasukan syarat batas yaitu bahwa pada saat $t=0$, maka $n = n_0$ dan $C = C_0$, untuk reaktor kritis $\frac{dn}{dt} = 0$,

dan $\frac{dC}{dt} = 0$ kemudian dari persamaan kinetika reaktor (3-

8) dan (3-10) akan diperoleh hubungan antara n_0 dan C_0 , dan selanjutnya akan diperoleh harga-harga A_0 dan A_1 yaitu

$$A_0 \approx \frac{\beta}{\beta - \rho} n_0 \quad \text{dan} \quad A_1 \approx -\frac{\rho}{\beta - \rho} n_0$$

Sehingga secara umum penyelesaian persamaan kinetika reaktor (3-15) dengan menganggap hanya ada satu kelompok neutron kasip dapat dituliskan sebagai persamaan (3-22).

$$n(t) = \frac{\beta}{\beta - \rho} n_0 e^{\frac{\lambda\rho}{\beta - \rho} t} - \frac{\rho}{\beta - \rho} n_0 e^{\frac{\beta - \rho}{\ell} t} \quad (3-22)$$

di mana $n(t)$ adalah kerapatan neutron sebagai fungsi waktu t dan penyisipan reaktivitas undak ρ .

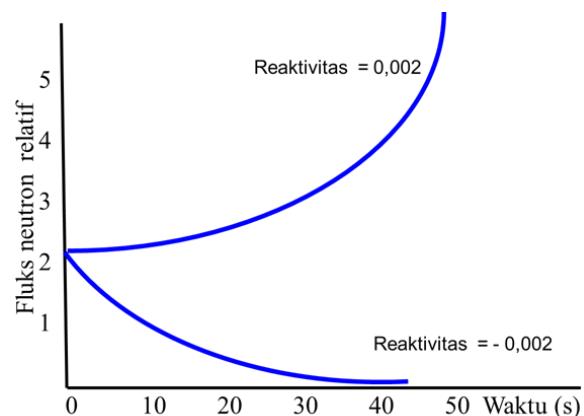
Berdasarkan persamaan (3-22) dapat dilihat bahwa jika harga reaktivitas positif (yaitu untuk harga-harga reaktivitas lebih kecil atau sama dengan 0,0025 pada reaktor-reaktor termal) maka $(\beta - \rho)$ akan berharga positif, sehingga suku pertama dari persamaan (3-22) tersebut akan mempunyai koefisien positif dan suku kedua mempunyai koefisien negatif, di mana suku pertama menaik sedang suku kedua menurun dengan bertambahnya waktu setelah penyisipan reaktivitas. Oleh karena fluks neutron proporsional dengan kerapatan neutron yaitu : $\phi = n v$ maka persamaan (3-22) juga melukiskan besarnya fluks neutron sebagai fungsi waktu dan perubahan reaktivitas, seperti yang dilukiskan pada Gambar 3-1.

Oleh karena suku kedua dari persamaan (3-22) yang mengandung suku eksponensial negatif akan meluruh dengan sangat cepat dalam waktu yang sangat singkat maka persamaan (3-22) dapat ditulis dengan satu suku saja yaitu dinyatakan dengan persamaan (3-23).

$$n(t) = \frac{\beta}{\beta - \rho} n_0 e^{\frac{\lambda\rho}{\beta-\rho}t} \quad (3-23)$$

sehingga dari persamaan di atas dan sesuai dengan pengertian periode reaktor seperti yang dituliskan pada persamaan (3-19), maka periode reaktor stabil dengan asumsi hanya ada satu kelompok neutron kasip adalah dituliskan dengan persamaan (3-24).

$$T_0 \approx \frac{\beta - \rho}{\lambda\rho} \quad (3-24)$$



Gambar 3-1. Perbandingan fluks neutron sebagai fungsi waktu dan fungsi sisipan reaktivitas positif dan negatif

Untuk mengetahui pengaruh neutron kasip dapat dilihat yaitu jika dibandingkan dengan kondisi di mana dianggap tidak ada neutron kasip, maka dari persamaan kinetika

reaktor (3-8) untuk $k \sim 1$ diperoleh hubungan

$$\frac{dn}{dt} = \frac{\rho}{\ell} n$$

yang berarti periode reaktor tanpa neutron kasip dapat dituliskan sebagai persamaan (3-25).

$$T_0 \approx \frac{\ell}{\rho} \quad (3-25)$$

Dengan membandingkan persamaan (3-24) dan (3-25) akan diperoleh hubungan umur neutron efektif dengan adanya satu kelompok neutron kasip yaitu dinyatakan dengan persamaan (3-26).

$$\bar{\ell} \approx \ell + \frac{\beta - \rho}{\lambda} \quad (3-26)$$

yang menyatakan bahwa umur efektif rerata dari neutron bertambah panjang dengan suku $(\beta - \rho)/\lambda$. Dengan kata lain pengaruh neutron kasip akan memperpanjang umur efektif neutron di dalam reaktor sehingga dapat mencegah kenaikan yang cepat dari fluks neutron jika terjadi perubahan (penyisipan) reaktivitas yang mendadak.

Untuk lebih mendapat gambaran lebih rinci dari pengaruh neutron kasip ini dapat dilihat pada contoh-contoh soal dan penyelesaiannya pada bagian akhir dari bab ini. Sebagai gambaran kenaikan yang cepat dari fluks neutron akibat perubahan (penyisipan) reaktivitas undak dapat dilukiskan dengan persamaan (3-23), yaitu untuk waktu

yang sangat pendek yang biasa disebut sebagai **lonjakan serentak** (prompt jump) yang dinyatakan dengan persamaan sebagai berikut:

$$n(t) = \frac{\beta}{\beta - \rho} n_0 \text{ atau } \frac{\phi}{\phi_0} = \frac{\beta}{\beta - \rho}$$

Persamaan per-jam dapat juga diturunkan dengan menerapkan transformasi Laplace $\mathcal{L}\left[\frac{dn}{dt}\right]$ pada persamaan kinetika reaktor (3-8) dan (3-10) yaitu menjadi persamaan (3-27) dan (3-28).

$$\begin{aligned} \mathcal{L}\left[\frac{dn}{dt}\right] &= \mathcal{L}\left[k(\rho - \beta)\frac{n}{\ell}\right] + \mathcal{L}\left[\sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i\right] \\ sN - N_0 &= k(\rho - \beta)\frac{N}{\ell} + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i \end{aligned} \quad (3-27)$$

dan

$$\begin{aligned} \mathcal{L}\left[\frac{dC_i}{dt}\right] &= \mathcal{L}\left[k(\beta_i)\frac{n}{\ell}\right] + \mathcal{L}[\lambda_i C_i] \\ sC_i - C_{i0} &= k\beta_i \frac{N}{\ell} - \lambda_i C_i \end{aligned} \quad (3-28)$$

di mana s adalah variabel transformasi N_0 dan C_{i0} adalah kerapatan neutron dan konsentrasi isotop penghasil neutron kasip pada kesetimbangan awal.

Pada keadaan kesetimbangan yaitu $k \sim 1$, laju perubahan konsentrasi isotop-isotop penghasil neutron kasip adalah tetap atau $\frac{dC_i}{dt} = 0$, maka dari persamaan (3-10) diperoleh persamaan (3-29).

$$C_{i0} = \beta_i \frac{N_0}{\lambda_i \ell} \quad (3-29)$$

Dari ketiga persamaan di atas akan diperoleh hubungan persamaan (3-30).

$$N = \frac{\ell N_0 + \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i N_0}{\ell(s + \lambda_i)}}{\ell s - k(\rho - \beta) - k \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i \lambda_i}{s + \lambda_i}}$$

$$\text{padahal } \frac{\beta_i \lambda_i}{s + \lambda_i} = \frac{\beta_i (\lambda_i + s - s)}{s + \lambda_i} = (1 - \frac{s}{s + \lambda_i}) \beta_i$$

oleh karena itu N dapat ditulis menjadi persamaan (3-30).

$$N = N_0 \frac{\ell + \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i}{s + \lambda_i}}{\ell s + k \sum_{i=1}^6 \frac{s \beta_i}{s + \lambda_i} - (k - 1)} \quad (3-30)$$

di mana $N = L[n(t)]$. Penyelesaian umum dari persamaan N di atas adalah berbentuk persamaan (3-31).

$$\frac{n(t)}{n_0} = \sum_{j=1}^6 A_j e^{w_j} \quad (3-31)$$

di mana w_j adalah akar-akar dari persamaan karakteristik dari persamaan (3-32).

$$\ell s + k \sum_{i=1}^6 \frac{s\beta_i}{s + \lambda_i} - (k - 1) = 0 \quad (3-32)$$

dan koefisien A_j adalah residu-residu yang besarnya dinyatakan dengan persamaan (3-33).

$$A_j = \left. \frac{\ell + \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i \lambda_i}{s + \lambda_i}}{s + k \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i \lambda_i}{(s + \lambda_i)^2}} \right|_{s=w_j} \quad (3-33)$$

Persamaan (3-31) adalah penyelesaian persamaan kinetika reaktor yaitu sama dengan persamaan (3-15). Sedangkan dari persamaan (3-32), dengan mengembalikan pada harga $s = 1/T$ akan menjadi **persamaan per-jam** yaitu sama dengan persamaan (3-16).

3.3. Peracunan Hasil Belah

Proses reaksi inti atau proses pembelahan inti berantai di dalam teras reaktor nuklir selain menghasilkan energi juga akan menghasilkan isotop-isotop radioaktif hasil belah yang harus selalu terkungkung di dalam matrik elemen bahan bakar reaktor. Beberapa isotop hasil belah ada yang bersifat sangat kuat menyerap neutron, sehingga akan mengganggu populasi neutron di dalam reaktor, oleh karena itu disebut sebagai racun reaktor. Ada dua buah isotop hasil belah yang paling dominan bersifat racun yaitu

^{135}Xe dengan $\sigma_a = 3 \cdot 10^6 \text{ b}$ dan ^{149}Sm dengan $\sigma_a = 5 \cdot 10^4 \text{ b}$. Jika ρ' adalah reaktivitas reaktor dengan adanya racun dan ρ adalah reaktivitas tanpa racun maka reaktivitas dari racun adalah dituliskan seperti pada persamaan (3-34).

$$\Delta\rho = \rho' - \rho = \frac{k' - 1}{k'} - \frac{k - 1}{k} \approx \frac{1}{k} \left(1 - \frac{1}{k'}\right) \quad (3-34)$$

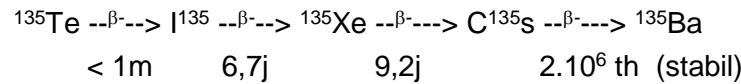
dari unsur atau faktor penyusun faktor perlipatan efektif k maka yang berubah nilainya dengan adanya racun hasil belah adalah faktor f (lihat persamaan 2-10 dan 2-11), yaitu menjadi $f' = \Sigma_{af} / \{\Sigma_{af} + \Sigma_{am} + \Sigma_{ap}\}$, di mana Σ_{ap} adalah tumpang lintang serapan racun (poison), dan dengan pengertian seperti di atas $\Sigma_a = \Sigma_{af} + \Sigma_{am}$ (tanpa racun) dan $\Sigma'_a = \Sigma_{af} + \Sigma_{am} + \Sigma_{ap} = \Sigma_a + \Sigma_{ap}$, sehingga persamaan (3-34) dapat dituliskan lagi menjadi (3-35).

$$\Delta\rho = \frac{1}{k} \left(1 - \frac{f}{f'}\right) = \frac{1}{k} \left(1 - \frac{\Sigma'_a}{\Sigma_a}\right) = \frac{1}{k} \left(\frac{\Sigma_a - \Sigma'_a}{\Sigma_a}\right) = -\frac{1}{k} \left(\frac{\Sigma_{ap}}{\Sigma_a}\right) \quad (3-35)$$

dan untuk $k \sim 1$ maka $\Delta\rho = -\frac{\Sigma_{ap}}{\Sigma_a}$.

3.3-1 Peracunan Xenon

Seperti telah disebutkan sebelumnya bahwa produk fisi yang bersifat racun paling dominan adalah ^{135}Xe , maka akan diuraikan lebih lanjut proses pembentukan dari isotop tersebut. Pembentukan ^{135}Xe dapat dituliskan dengan suatu skema sebagai berikut :



Isotop ${}^{135}\text{Te}$ langsung terbentuk dari proses fissi ${}^{235}\text{U}$, dari skema tersebut di atas dapat dilihat bahwa waktu paruh dari ${}^{135}\text{Te}$ jauh lebih kecil dibanding waktu paruh ${}^{135}\text{I}$, maka dapat dianggap bahwa ${}^{135}\text{Xe}$ terbentuk langsung dari ${}^{135}\text{I}$. Dengan demikian laju pembentukan Iodin (${}^{135}\text{I}$) dapat dituliskan sebagai persamaan (3-36).

$$\frac{dI}{dt} = \gamma_I \Sigma_f \phi - \sigma_{aI} I \phi - \lambda_I I \quad (3-36)$$

di mana I adalah konsentrasi ${}^{135}\text{I}$, $\gamma_I = 0,061$ yaitu persen hasil fisi atau yield dari ${}^{135}\text{I}$, Σ_f adalah tampang lintang fisi bahan bakar, ϕ adalah fluks neutron termal, λ_I dan σ_{aI} masing-masing adalah tetapan peluruhan dan tampang lintang serapan dari ${}^{135}\text{I}$. Konsentrasi Iodin setimbang (I_0) dicapai setelah reaktor beroperasi beberapa waktu di mana $\frac{dI}{dt} = 0$, sehingga dari persamaan (3-36) diperoleh hubungan persamaan (3-37).

$$I_0 = \frac{\gamma_I \Sigma_f \phi}{\lambda_I + \sigma_{aI} \phi} \approx \frac{\gamma_I \Sigma_f \phi}{\lambda_I} \quad (3-37)$$

telah di ambil pendekatan pada persamaan (3-37) karena σ_{aI} atau $\sigma_{aI} \phi$ sangat kecil dibanding λ_I .

Seperti halnya laju pembentukan Iodin maka laju pembentukan ${}^{135}\text{Xe}$ dapat dituliskan sebagai persamaan (3-38).

$$\frac{dX}{dt} = -\lambda_X X - \sigma_X \phi X + \lambda_I I + \gamma_X \Sigma_f \phi \quad (3-38)$$

di mana: X adalah konsentrasi ${}^{135}\text{Xe}$, $\gamma_X = 0,003$ yaitu persen hasil fisi atau yield dari ${}^{135}\text{Xe}$, λ_X dan σ_X masing-masing adalah tetapan peluruhan dan tampang lintang serapan dari ${}^{135}\text{Xe}$. Seperti terlihat dari skema pembentukan ${}^{135}\text{Xe}$ di atas, selama operasi reaktor ${}^{135}\text{Xe}$ akan terus terbentuk sampai akhirnya setelah waktu tertentu mencapai kesetimbangan (maksimum) yaitu $\frac{dX}{dt} = 0$ dan akan diperoleh konsentrasi ${}^{135}\text{Xe}$ yang maksimum yaitu dinyatakan dengan persamaan (3-39).

$$X_0 = \frac{\lambda_I I_0 + \gamma_X \Sigma_f \phi}{\lambda_X + \sigma_X \phi} \approx \frac{(\gamma_I + \gamma_X) \Sigma_f \phi}{\lambda_X *} \quad (3-39)$$

Dari persamaan (3-39) dan (3-35) di atas dapat dijabarkan bahwa peracunan ${}^{135}\text{Xe}$ yang dapat dituliskan seperti pada persamaan (3-40).

$$\Delta \rho_0 \approx -\frac{X_0 \sigma_X}{\Sigma_a} = -\frac{\sigma_X (\gamma_I + \gamma_X) \Sigma_f \phi}{\Sigma_a \lambda_X *} \quad (3-40)$$

di mana $\lambda_X^* = \lambda_X + \sigma_X \phi$

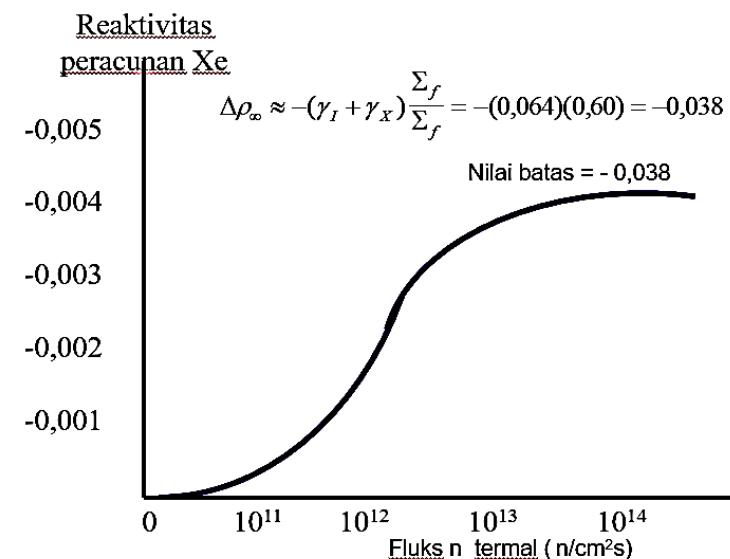
Harga-harga semua suku pada persamaan (3-40) kecuali harga fluks neutron ϕ , dapat ditentukan dengan cara sebagai berikut: pembilang dan penyebut dari persamaan (3-40) masing masing dikalikan dengan Σ_{aF} maka akan diperoleh suku $(\Sigma_f / \Sigma_{aF}) (\Sigma_{aF} / \Sigma_a)$, yang besarnya sama dengan $(\eta/v)f$ yaitu sesuai dengan hubungan persamaan (2-10) dan (2-11). Untuk reaktor nuklir pembangkit listrik yang beroperasi saat ini pada umumnya menggunakan bahan bakar uranium diperkaya dengan ^{235}U sebesar 2,5 %, harga η berkisar 1,8, harga v untuk neutron termal sekitar 2,42 dan harga f sekitar 0,8. Dengan demikian, sebagai gambaran pengaruh peracunan xenon dengan menggunakan harga harga tersebut pada persamaan (3-40) akan diperoleh persamaan (3-41).

$$\Delta\rho_0 \approx -\frac{1,15 \times 10^{-23} \phi}{2,1 \times 10^{-5} + 3 \times 10^{-22} \phi} \quad (3-41)$$

Berdasarkan persamaan di atas dapat dihitung harga peracunan xenon pada kesetimbangan sebagai fungsi besarnya fluks neutron. Untuk harga fluks neutron lebih besar dari $10^{12} \text{ n/cm}^2 \text{ detik}$, peracunan bertambah dengan cepat, dan pada harga fluks lebih besar dari $10^{15} \text{ n/cm}^2 \text{ detik}$, peracunan xenon mencapai batas kesetimbangan karena harga λ_X dapat diabaikan terhadap harga $\sigma_X \phi$ konsekuensinya $\lambda^*_X \sim \sigma_X \phi$, sehingga persamaan (3-40) menjadi:

$$\Delta\rho_\infty \approx -(\gamma_I + \gamma_X) \frac{\Sigma_f}{\Sigma_f} = -(0,064)(0,60) = -0,038$$

yaitu merupakan harga batas peracunan xenon pada operasi reaktor termal yang menggunakan bahan bakar uranium dengan perkayaan ^{235}U sekitar 2,5 %. Peracunan xenon pada kesetimbangan sebagai fungsi fluks neutron tersebut digambarkan pada Gambar 3-2.



Gambar 3-2. Reaktivitas negatif akibat peracunan xenon pada kesetimbangan selama operasi reaktor.

Pada awal Subab 3.3-1 telah dijelaskan skema terbentuknya ^{135}Xe , dari skema tersebut dapat dilihat bahwa ^{135}I mempunyai waktu paruh yang lebih pendek dibanding dengan Xe^{135} , yang berarti $\lambda_I > \lambda_X$ yaitu konstanta peluruhan

dari ^{135}I lebih besar dibanding ^{135}Xe , maka akan terjadi kenaikan konsentrasi xenon setelah reaktor dimatikan (shut down) sampai pada suatu tingkat konsentrasi tertentu. Hal tersebut terjadi karena ^{135}I yang terbentuk (sewaktu reaktor beroperasi), setelah reaktor dimatikan I^{135} tersebut akan meluruh membentuk ^{135}Xe , disisi lain ^{135}Xe yang terjadi juga meluruh tetapi dengan laju peluruhan yang lebih kecil sehingga terjadi kenaikan konsentrasi ^{135}Xe (konstanta peluruhan iodin dan xenon tersebut adalah $\lambda_I = 2,9 \cdot 10^{-5}/\text{s}$ dan $\lambda_X = 2,1 \cdot 10^{-5}/\text{s}$). Peluruhan iodin setelah reaktor dimatikan akan mengikuti persamaan (3-42).

$$I = I_0 e^{-\lambda_I t_s} \quad (3-42)$$

di mana I_0 adalah konsentrasi iodin pada kesetimbangan saat reaktor dimatikan, t_s adalah waktu setelah reaktor dimatikan (shut down). Pada kondisi reaktor mati harga $\phi = 0$, maka laju konsentrasi xenon berdasarkan persamaan (3-38) dapat dituliskan berturut-turut menjadi:

$$\begin{aligned} \frac{dX}{dt} &= \lambda_I I - \lambda_X X = \lambda_I I_0 e^{-\lambda_I t_s} - \lambda_X X \\ \left(\frac{dX}{dt} + \lambda_X X \right) e^{\lambda_X t_s} &= \lambda_I I_0 e^{-\lambda_I t_s} e^{\lambda_X t_s} \\ \frac{d(X e^{\lambda_X t_s})}{dt} &= \lambda_I I_0 e^{\lambda_X (-\lambda_I) t_s} \end{aligned}$$

Setelah dilakukan integrasi terhadap persamaan terakhir di

atas kemudian dengan memasukan syarat awal yaitu pada saat $t_s = 0$ maka $X = X_0$, sehingga dapat ditentukan konstanta integrasi, dan akhirnya akan diperoleh hubungan persamaan (3-43).

$$X(t_s) = \frac{\lambda_I I_0}{\lambda_X - \lambda_I} (e^{-\lambda_I t_s} - e^{-\lambda_X t_s}) + X_0 e^{-\lambda_X t_s} \quad (3-43)$$

Persamaan (3-43) di atas menggambarkan populasi xenon sebagai fungsi waktu setelah reaktor dimatikan. Berdasarkan persamaan (3-43) tersebut dapat ditentukan waktu sejak reaktor dimatikan di mana konsentrasi xenon mencapai maksimum (t_m) yaitu pada saat $\frac{dX}{dt} = 0$, $t = t_m$ yaitu mengikuti persamaan (3-44).

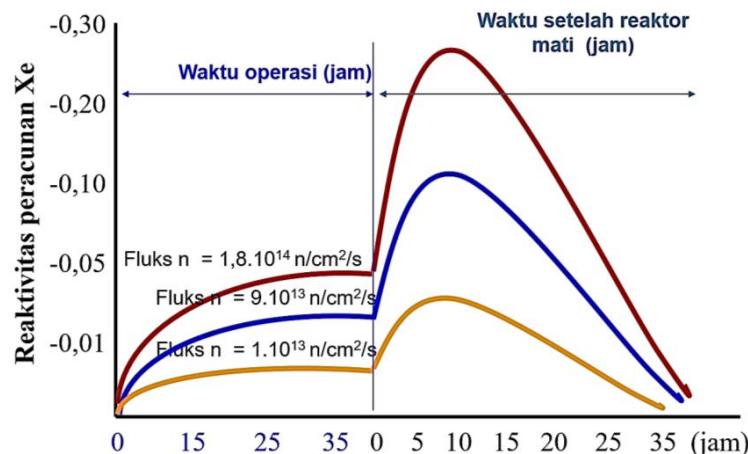
$$t_m = \frac{1}{\lambda_X - \lambda_I} \ln \left\{ \frac{\lambda_X}{\lambda_I} \left(1 - \frac{\lambda_X - \lambda_I}{\lambda_I} \frac{X_0}{I_0} \right) \right\} \quad (3-44)$$

Secara umum dengan mengacu persamaan (3-40) pengaruh peracunan xenon setelah reaktor shut-down atau dimatikan dapat dituliskan menjadi persamaan (3-45).

$$\Delta\rho(t_s) \approx -\frac{X(t_s) \sigma_X}{\Sigma_a} \quad (3-45)$$

di mana $X(t_s)$ mengikuti persamaan (3-43). Dengan demikian dapat dihitung besarnya peracunan xenon

sebagai fungsi waktu setelah reaktor dimatikan (t_s) untuk berbagai nilai fluks neutron (tingkat daya reaktor) sebelum reaktor dimatikan. Hasil perhitungan untuk fluks neutron termal $\phi = 10^{13}, 10^{14}$, dan $2 \cdot 10^{14} \text{ n/cm}^2 \text{ detik}$, yaitu pada saat reaktor beroperasi sampai dengan waktu beberapa jam (35 jam), kemudian reaktor dimatikan (shut-down) maka populasi percuman xenon yang terjadi adalah seperti kurva yang dilukiskan pada Gambar 3-3.



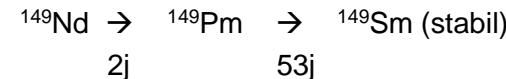
Gambar 3-3. Reaktivitas negatif peracunan xenon sebagai fungsi fluks neutron dan waktu operasi reaktor dan setelah reaktor dimatikan.

Dapat dilihat pada Gambar 3-3 bahwa untuk reaktor dengan fluks neutron berorde 10^{13} n/cm^2 detik atau lebih kecil (reaktor beroperasi pada tingkat daya rendah) maka tidak terjadi kenaikan pengaruh peracunan xenon setelah reaktor dimatikan. Tetapi untuk fluks neutron yang lebih

tinggi pada orde 10^{14} n/cm^2 detik atau pada operasi reaktor daya tinggi, terjadi kenaikan pengaruh peracunan xenon yang cukup signifikan. Sebagai contoh untuk fluks neutron $2 \cdot 10^{14} \text{ n/cm}^2 \text{ detik}$, peracunan xenon maksimum terjadi sekitar 11 jam setelah reaktor dimatikan, dengan reaktivitas xenon - 0,33 (bandingkan dengan harga batas peracunan xenon pada operasi reaktor sebesar - 0,038).

3.3-2 Peracunan Samarium

Samarium adalah isotop stabil yang mempunyai tampang lintang serapan miksroskopik terhadap neutron termal $\sigma_a = 5 \cdot 10^4 \text{ b}$. Proses terbentuknya ^{149}Sm adalah melalui skema sebagai berikut :



Isotop ^{149}Nd langsung terbentuk dari proses fissi ^{235}U , dari skema peluruhan di atas terlihat bahwa waktu paruh dari ^{149}Nd jauh lebih kecil dibanding ^{149}Pm sehingga dapat dianggap bahwa ^{149}Sm langsung terbentuk dari proses pembelahan inti (fisi), hal ini juga identik dengan peristiwa terbentuknya ^{135}Xe , maka dapat dijabarkan peracunan ^{149}Sm (identik seperti persamaan 3-40) yaitu peracunan samarium pada kesetimbangan dapat dituliskan seperti pada persamaan (3-46).

$$\Delta\rho_0 \approx -\frac{\sigma_{Sm}(\gamma_{Pm} + \gamma_{Sm})\Sigma_f \phi}{(\lambda_{Sm} + \sigma_{Sm}\phi)\Sigma_a} = -\frac{(\gamma_{Pm} + \gamma_{Sm})\Sigma_f}{\Sigma_a} = -\frac{\gamma_{Pm}\Sigma_f}{\Sigma_a} \quad (3-46)$$

di mana $\lambda_{Sm} = 0$ dan $\gamma_{Sm} = 0$ karena samarium adalah unsur stabil. Dari persamaan pendekatan (3-46) terlihat bahwa peracunan samarium pada kesetimbangan saat reaktor beroperasi tidak bergantung pada besarnya fluks neutron, jika dihitung nilainya lebih kecil dari - 0,01.

Sesudah reaktor *shut-down* populasi konsentrasi samarium juga identik dengan populasi xenon, sehingga secara analogi dengan persamaan (3-43) di mana X menjadi S (samarium) dan I menjadi P (prometium), maka dapat dituliskan seperti pada persamaan berikut:

$$S(t_s) = \frac{\lambda_{Pm} P_0}{\lambda_{Sm} - \lambda_{Pm}} (e^{-\lambda_{Pm} t_s} - e^{-\lambda_{Sm} t_s}) + S_0 e^{-\lambda_{Sm} t_s}$$

oleh karena $\lambda_{Sm} = 0$ (karena samarium adalah unsur stabil) maka persamaan di atas menjadi persamaan (3-47).

$$S(t_s) = -P_0 (e^{-\lambda_{Pm} t_s} - 1) + S_0 \quad (3-47)$$

dan untuk waktu yang cukup lama setelah reaktor shutdown atau t_s mendekati takberhingga besar maka $S(t_s) = P_0 + S_0$. Sedangkan sesuai dengan analogi maka P_0 identik dengan I_0 seperti pada persamaan (3-37) dan S_0 identik dengan X_0 pada persamaan (3-39), maka akan diperoleh hubungan persamaan (3-48).

$$S(t_s) = \frac{\gamma_{Pm} \sum_f \phi}{\lambda_{Pm}} + \frac{\gamma_{Pm} \sum_f \phi}{\sigma_{Sm}} \quad (3-48)$$

Dengan demikian peracunan samarium setelah reaktor *shut-down* t_s mendekati takberhingga sebagai fungsi fluks neutron dapat dituliskan sebagai persamaan (3-49).

$$\Delta\rho(t_s \rightarrow \infty) = -\frac{S(t_s) \sigma_{Sm}}{\sum_a} = -\frac{\sum_f}{\sum_a} \left[\frac{\gamma_{Pm} \sigma_{Sm} \phi}{\lambda_{Pm}} + \gamma_{Pm} \right] \quad (3-49)$$

3.4. Efek Suhu Terhadap Reaktivitas

Perubahan suhu di dalam sistem reaktor dapat mempengaruhi faktor perlipatan neutron efektif atau reaktivitas dari sistem reaktor tersebut. Hal ini disebabkan karena beberapa suku penyusun faktor perlipatan neutron efektif tersebut besarnya tergantung kepada suhu. Jika faktor perlipatan efektif dari reaktor bertambah besar dengan naiknya suhu reaktor maka dikatakan reaktor mempunyai *koefisien reaktivitas suhu positif*, artinya kenaikan suhu akan mengakibatkan kenaikan reaktivitas, yang berarti terjadi pula kenaikan fluks neutron dan kenaikan laju reaksi fissi atau laju pembangkitan panas di dalam reaktor. Oleh karena itu suatu reaktor yang mempunyai koefisien reaktivitas suhu positif berpotensi untuk *tidak stabil*.

Jika kenaikan suhu reaktor mengakibatkan turunnya reaktivitas dan berarti juga terjadi penurunan laju pembangkitan panas di dalam reaktor, dan sebaliknya

penurunan suhu mengakibatkan naiknya reaktivitas, maka reaktor dikatakan mempunyai *koefisien reaktivitas suhu negatif*. Reaktor yang mempunyai koefisien reaktivitas suhu negatif cenderung untuk *stabil*, artinya reaktor cenderung kembali ke keadaan suhu semula.

Pada umumnya reaktor nuklir yang beroperasi saat ini adalah *reaktor heterogen* yaitu bahan bakar dengan moderatornya terpisah. Oleh karena itu koefisien reaktivitas suhu dapat dibedakan menjadi koefisien reaktivitas suhu bahan bakar dan koefisien reaktivitas suhu moderator. Konstanta waktu, yaitu waktu yang diperlukan dari perubahan suhu sampai terjadinya perubahan reaktivitas, untuk bahan bakar relatif singkat (pendek) sedangkan untuk moderator relatif lebih lama, karena panas yang dibangkitkan di dalam bahan bakar memerlukan waktu untuk ditransfer ke moderator.

Koefisien reaktivitas suhu biasa dinyatakan dengan $\alpha_T = \frac{d\rho}{dT}$ di mana T adalah suhu reaktor. Berdasarkan persamaan reaktivitas reaktor (3-7) maka dapat diturunkan persamaan (3-50).

$$\alpha_T = \frac{d\rho}{dT} = \frac{1}{k^2} \frac{dk}{dT} \approx \frac{1}{k} \frac{dk}{dT} \quad (3-50)$$

karena k mendekati satu maka $k \sim k^2$. Oleh karena k selalu berharga positif maka dari persamaan (3-50) dapat dilihat bahwa $\frac{dk}{dT}$ dan α_T mempunyai tanda aljabar yang sama,

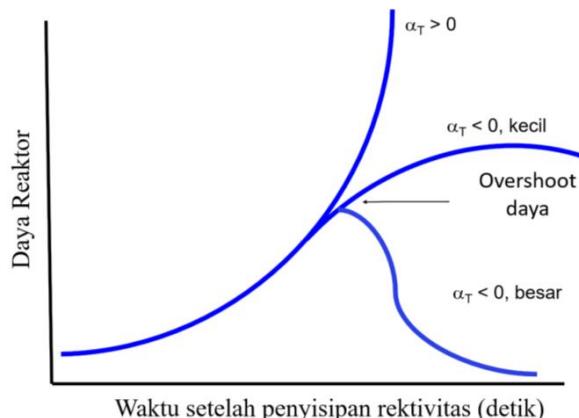
artinya jika α_T bertanda positif maka $\frac{dk}{dT}$ juga positif, dan faktor perlipatan efektif k bertambah dengan naiknya suhu. Demikian pula sebaliknya jika α_T bertanda negatif maka $\frac{dk}{dT}$ juga negatif, dan faktor perlipatan efektif k berkurang dengan naiknya suhu.

Tanda aljabar dari α_T akan mempengaruhi perilaku reaktor, sebagai contoh jika ke dalam suatu reaktor disisipi reaktivitas positif misalnya dengan cara menaikan batang kendali secara seketika, maka daya reaktor akan naik. Dengan bertambahnya daya maka suhu reaktor juga akan naik, dan jika α_T positif maka akan menambah kenaikan daya lebih lanjut, dan kenaikan suhu lebih lanjut, demikian seterusnya.

Sebaliknya jika α_T negatif, reaktivitas reaktor akan berkurang dengan naiknya suhu dan daya reaktor. Jika α_T negatif dan kecil, dan perpindahan panas dari reaktor cukup cepat maka daya reaktor akan naik dengan halus sampai suatu tingkat daya tertentu seperti diperlihatkan pada Gambar 3-4, di mana perubahan suhu akan mengurangi reaktivitas menuju harga nol. Selanjutnya reaktor akan kritis pada tingkat daya tersebut (kebanyakan reaktor daya /PLTN mempunyai sifat seperti ini).

Jika α_T negatif dan besar, dan perpindahan panas dari reaktor tidak cukup cepat maka kenaikan suhu dan daya reaktor akan menurunkan reaktivitas reaktor yang cukup besar dan reaktor bisa sampai pada kondisi subkritis, untuk kemudian kembali kritis pada tingkat daya semula

setelah panas yang dibangkitkan di dalam reaktor dipindahkan (terjadi *overshoot* daya). Secara umum daya reaktor sebagai fungsi waktu setelah penyisipan reaktivitas undak untuk tiga sifat koefisien reaktivitas suhu tersebut di atas dilukiskan pada Gambar 3-4.



Gambar 3-4. Daya reaktor sebagai fungsi waktu setelah penyisipan reaktivitas undak untuk tiga sifat koefisien reaktivitas suhu.

Untuk memudahkan pengendalian, pada umumnya reaktor dirancang mempunyai koefisien reaktivitas suhu yang negatif. Koefisien reaktivitas suhu ditentukan oleh masing-masing parameter penyusun faktor perlipatan neutron efektif (lihat persamaan 2-12) yaitu: $k_{\text{ef}} = \varepsilon \eta p f P_f P_t$ logarithma dari persamaan di atas adalah $\ln k_{\text{ef}} = \ln \varepsilon + \ln \eta + \ln p + \ln f + \ln P_f + \ln P_t$

dengan $\frac{\ln k}{dT} = \frac{1}{k} \frac{dk}{dT} = \alpha_T$ maka diperoleh hubungan persamaan (3-51).

$$\alpha_T = \alpha_T(\varepsilon) + \alpha_T(\eta) + \alpha_T(p) + \alpha_T(f) + \alpha_T(P_f) + \alpha_T(P_t) \quad (3-51)$$

Persamaan (3-51) dikenal sebagai koefisien suhu dari keseluruhan suku penyusun faktor perlipatan neutron.

Seperti telah dijelaskan pada Bab 2 bahwa pengaruh suhu terhadap ε adalah sangat kecil sehingga dapat diabaikan, sedangkan pengaruh suhu pada η atau koefisien reaktivitas suhu dari η adalah negatif kecil khususnya untuk reaktor dengan bahan-bakar ^{235}U atau ^{239}Pu . Oleh karena kebocoran neutron akan meningkat dengan meningkatnya suhu maka koefisien reaktivitas suhu dari faktor kebocoran neutron P_f dan P_t memberikan kontribusi yang negatif (kecil). Dua suku penyusun faktor perlipatan efektif yang besarnya bergantung pada suhu yaitu p dan f , faktor bebas resonansi p sangat berkaitan dengan suhu bahan bakar yaitu karena adanya *Doppler broadening* pada resonansi absorpsi neutron, sedangkan faktor penggunaan termal f sangat berkaitan dengan suhu moderator. Sehingga sebagai pendekatan (berdasarkan pengaruh suhu) k_{ef} atau k dapat dituliskan hanya sebagai fungsi p dan f yaitu $k \sim p f$, logartma normal dari k adalah $\ln k = \ln p + \ln f$ atau dapat dituliskan:

$$\frac{1}{k} \frac{dk}{dT} = \frac{1}{p} \frac{dp}{dT} + \frac{1}{f} \frac{df}{dT} \quad \text{yang berarti:}$$

$$\alpha_T = \alpha_{TF}(p) + \alpha_{TM}(f) = \alpha_{TF} + \alpha_{TM} \quad (3-52)$$

di mana $\alpha_{TF} = \alpha_T(p)$ adalah koefisien reaktivitas suhu bahan bakar dan $\alpha_{TM} = \alpha_T(f)$ adalah koefisien reaktivitas suhu moderator.

Koefisien reaktifitas suhu bahan bakar dan moderator seringkali berbeda baik tanda maupun besarnya karena bergantung pada keseluruhan sifat bahan bakar dan moderator tersebut. Oleh karena perubahan suhu di dalam bahan bakar lebih cepat dibanding dengan di dalam moderator (karena panas yang dibangkitkan di dalam bahan bakar memerlukan waktu untuk ditransfer ke moderator) maka α_{TF} biasa disebut sebagai *koefisien reaktivitas serentak*, dan α_{TM} disebut sebagai *koefisien reaktivitas kasip*.

Pada praktiknya dengan mengamati perubahan suhu elemen bakar dan perubahan reaktivitas reaktor (perubahan posisi batang kendali) yang beroperasi pada daya tetap, dapat ditentukan α_{TF} dari bahan bakar reaktor. Untuk tujuan praktis biasanya juga lebih umum digunakan *koefisien reaktivitas daya* (dP/dP) di mana P adalah daya termal reaktor. Koefisien reaktivitas suhu adalah merupakan salah satu penyusun dari koefisien reaktivitas daya.

3.5. Analisis Stabilitas Reaktor

Pengaruh peracunan unsur-unsur hasil belah dan perubahan suhu akan memberikan umpan balik pada sistem reaktor. Stabilitas reaktor dapat dianggap sebagai

suatu sifat tanggapan dari keadaan ajeg suatu sistem dengan adanya gangguan yang mempengaruhi besarnya reaktivitas reaktor. Reaktor dikatakan *tidak stabil* jika suatu gangguan reaktivitas mengakibatkan kenaikan yang tidak terbatas dari fluks neutron dan atau daya reaktor, di mana kenaikan daya tersebut bisa berlanjut terus secara kontinu atau berbentuk osilasi dengan amplitudo membesar. Sedangkan reaktor dikatakan *stabil* jika gangguan pada reaktivitas selama operasi ajeg (*steady state*) dari reaktor pada akhir akan membawa reaktor pada kondisi ajeg lainnya. Pada reaktor stabil osilasi-osilasi yang terjadi mempunyai amplitudo kecil dan segera teredam.

3.5.1. Umpanbalik Reaktivitas

Suatu reaktor nuklir secara intrinsik bisa memiliki sifat tidak stabil yaitu jika α_T positif besar. Sedangkan reaktor dengan α_T negatif cenderung memiliki sifat stabil, sifat ini disebut sebagai *umpanbalik negatif*. Istilah umpanbalik digunakan untuk menggambarkan perilaku suatu sistem yaitu bagaimana sistem yang dikendalikan tersebut memberikan tanggapannya terhadap suatu gangguan. Jika tanggapan atau respon sistem tersebut semakin memperbesar gangguan disebut umpanbalik positif, dan jika responnya cenderung meniadakan gangguan maka disebut umpanbalik negatif.

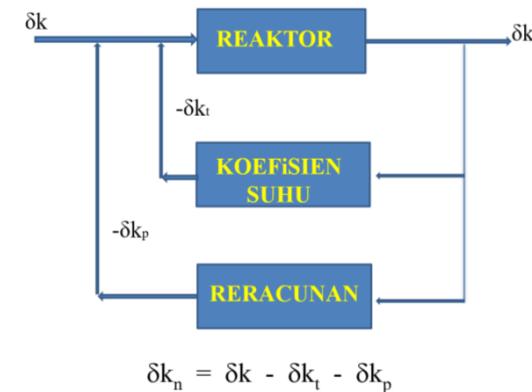
Sebagai contoh suatu kenaikan reaktivitas pada reaktor yang sedang beroperasi pada kondisi ajeg (*steady state*) tanpa diikuti adanya kenaikan laju alir pada sistem pendinginannya, maka akan terjadi kenaikan suhu reaktor.

Apabila reaktor tersebut mempunyai sifat α_T negatif, maka reaktivitasnya akan turun sampai tingkat tertentu dan reaktor kembali akan mencapai kondisi ajeg pada suhu yang lebih tinggi.

Perubahan pada reaktivitas (δk) dari suatu reaktor nuklir, mencerminkan perubahan pada daya reaktor, maka umpanbalik pada suatu reaktor dapat digambarkan dengan (δk) sebagai keluaran, suhu dan peracunan hasil belah sebagai umpanbalik seperti yang dillukiskan pada Gambar 3-5. Kalang (*loop*) umpanbalik digambarkan paralel dengan sistem reaktor. Sebagai contoh akibat adanya permintaan untuk menaikan daya pada waktu operasi reaktor, maka dilakukan penarikan/ penaikan batang kendali, dampaknya reaktivitas atau k akan naik menjadi δk , suhunya juga naik dan memberikan umpanbalik reaktivitas negatif $-\delta k_t$ dan peracunan xenon memberikan umpanbalik $-\delta k_p$. Perubahan k sebenarnya (*netto*) adalah δk_n yang dapat dinyatakan dengan persamaan (3-53).

$$\delta k_n = \delta k - \delta k_t - \delta k_p \quad (3-53)$$

Dapat dilihat bahwa umpanbalik negatif cenderung meniadakan perubahan reaktivitas yang dihasilkan dari permintaan daya. Oleh karena itu, jika terjadi kecelakaan kenaikan daya secara tiba-tiba akibat penyisipan reaktivitas positif pada reaktor jenis ini, koefisien reaktivitas suhu (α_T) akan membantu mengembalikan reaktor pada kondisi stabil, dengan catatan: waktu tanggap atau konstanta waktunya cukup pendek.



Gambar 3-5. Umpanbalik karena suhu dan peracunan hasil belah

3.5-2. Representasi Transporansi Laplace

Perilaku atau watak dari suatu sistem reaktor biasa dinyatakan dalam persamaan diferensial seperti halnya persamaan kinetika reaktor (3-8) dan (3-10). Untuk memudahkan dalam analisis dapat digunakan transporansi Laplace yaitu mengubah persamaan diferensial sebagai fungsi variabel waktu t tersebut menjadi persamaan aljabar dalam variabel kompleks s , di mana $s = a + ib$, a dan b adalah bilangan ril, dan $i = \sqrt{-1}$ adalah bilangan komplek. Transformasi Laplace dari suatu fungsi $f(t)$ dinyatakan dengan persamaan (3-54).

$$L[f(t)] \equiv \int_0^{\infty} f(t) e^{-st} \equiv F(s) \quad (5-54)$$

Dengan operasi transformasi Laplace maka fungsi $f(t)$ ditransformasikan dari domain waktu menjadi domain frekuensi. Setelah transformasi dilakukan, akan menghasilkan persamaan di mana operasi aljabar biasa dapat diterapkan, dan setelah diperoleh hasil akhir, persamaan tersebut dapat dikembalikan lagi menjadi domain waktu (dengan *inverse Laplace transform*), sebagai penyelesaian dari persamaan diferensial semula.

Secara teoretis untuk melakukan transformasi Laplace dari suatu persamaan diferensial, dihitung dengan menggunakan persamaan (3-54) tetapi secara praktis biasanya langsung dengan menggunakan tabel transformasi Laplace, contoh transformasi beberapa fungsi $f(t)$ ditunjukkan pada Tabel 3-1.

Tabel 3-1. Transformasi Laplace

$f(t)$	$F(s)$	$f(t)$	$F(s)$
a	a / s	t^n	n / s^{n+1}
t	$1 / s^2$	e^{at}	$1 / (s - a)$
$a t$	a / s^2	$d^n f(t) / dt^n$	$s^n F(s)$

Sebagai contoh sederhana dari aplikasi transformasi Laplace, misalkan untuk menurunkan hubungan antara suhu bahan bakar dengan suhu moderator pada suatu reaktor heterogen. Jika pada reaktor tersebut disisipi reaktivitas positif maka terjadi kenaikan suhu bahan bakar (T_f) disusul kemudian dengan kenaikan suhu moderator (T_m) setelah beberapa saat, maka pada waktu t hubungan $T_f(t)$ dan $T_m(t)$ dapat dinyatakan dengan persamaan (3-5).

$$T_f(t) - T_m(t) = \tau \frac{dT_m}{dt} \quad (3-55)$$

di mana τ adalah konstanta waktu. Dengan menggunakan Tabel 3-1, maka transformasi Laplace dari persamaan (3-5) di atas adalah: $T_f(s) - T_m(s) = \tau s T_m(s)$ atau dapat dinyatakan dengan persamaan (3-56).

$$\frac{T_m(s)}{T_f(s)} = \frac{1}{\tau \cdot s + 1} = \frac{1}{s + 1/\tau} \quad (3-56)$$

Penyelesaian persamaan (3-56) di atas dalam domain waktu adalah dengan menerapkan inverse transformasi Laplace, akan diperoleh persamaan (3-57).

$$T_m(t) = T_f(1 - e^{-t/\tau}) \quad (3-57)$$

terlihat bahwa suhu moderator akan mendekati suhu bahan bakar secara asimtotik dengan kelajuan tergantung pada konstanta waktu τ .

3.5-3. Fungsi Pindah Reaktor

Representasi transformasi Laplace sangat berguna khususnya dalam pengembangan sifat penting dari suatu sistem yaitu yang disebut *fungsi pindah*. Fungsi pindah adalah suatu ekspresi matematik yang melukiskan

bagaimana efek suatu sistem fisis terhadap informasi atau signal yang diberikan pada sistem tersebut, secara umum didefinisikan sebagai persamaan (3-58).

$$\text{Fungsi pindah} = \frac{\text{transformasi Laplace signal keluaran}}{\text{transformasi Laplace signal masukan}} \quad (3-58)$$

Sebagai contoh untuk sistem kalang (*loop*) terbuka tunggal tanpa umpan balik seperti dilukiskan pada Gambar 3-6, signal masukan berbentuk sinusoidal dengan transformasi Laplace signal masukan dan keluaran masing-masing adalah $I(s)$ dan $O(s)$, maka fungsi pindahnya dapat dinyatakan dengan persamaan (3-59).



Gambar 3-6. Fungsi pindah sitem kalang terbuka tunggal

$$\frac{O(s)}{I(s)} = KG(s) \quad (3-59)$$

di mana K adalah suatu konstanta yang tidak tergantung pada frekuensi, $G(s)$ menyatakan hubungan fase dan besarnya dalam bentuk bilangan komplek, dan $K G(s)$ adalah fungsi pindah dari kalang terbuka tersebut.

Secara umum $G(s)$ bisa ditulis sebagai jumlah dari suku ril dan imajiner yaitu dengan persamaan (3-60).

$$G(s) = a - ib = |G(s)| e^{i\theta} \quad (3-60)$$

di mana $|G(s)|$ adalah bagian ril atau modulus dari $G(s)$, dan $K |G(s)|$ disebut sebagai *amplitudo* atau *gain* (penguatan), sedang $e^{i\theta}$ adalah bagian imajiner, dan sudut fase θ didefinisikan dengan persamaan (3-61).

$$\theta = \tan^{-1} \frac{b}{a} = \frac{\text{bagian imajiner dari } G(s)}{\text{bagian ril dari } G(s)} \quad (3-61)$$

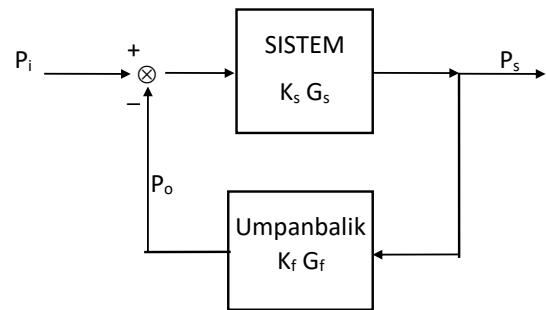
Untuk sistem kalang terbuka yang terdiri dari beberapa unit yang dihubungkan secara seri dengan fungsi pindah masing $K_1G_1(s)$, $K_2G_2(s)$, dan $K_3G_3(s)$, maka fungsi pindah keseluruhan dari sistem kalang tersebut dapat dituliskan sebagaimana persamaan (3-62).

$$\begin{aligned} K G(\text{keseluruhan}) &= K_1G_1(s) \times K_2G_2(s) \times K_3G_3(s) \\ &= K_1 K_2 K_3 G_1(s) G_2(s) G_3(s) \end{aligned} \quad (3-62)$$

Untuk sistem kalang tetutup yaitu sistem dengan umpanbalik yang mempunyai fungsi pindah $K_f G_f$ seperti yang dilukiskan pada diagram kotak Gambar 3-7, di mana P_i adalah signal masukan, P_s adalah signal keluaran dari kotak sistem, dan P_o adalah signal keluaran dari kotak umpanbalik, maka signal galat (error signal) ε yang dikenakan pada sistem sama dengan $P_i - P_o$. Sehingga kontribusi fungsi pindah untuk kalang kotak sistem sendiri dan kotak umpanbalik sendiri masing-masing adalah

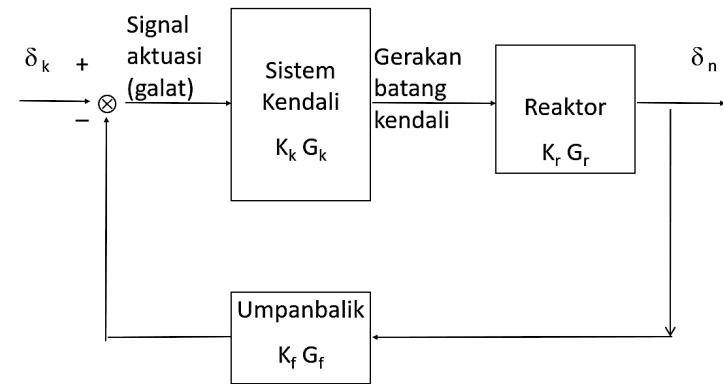
$\frac{P_s}{P_i - P_s} = K_s G_s$ dan $\frac{P_o}{P_s} = K_f G_f$, maka fungsi pindah dari sistem dengan umpanbalik adalah dinyatakan dengan persamaan (3-63).

$$\frac{P_s}{P_i} = \frac{K_s G_s}{1 + (K_s G_s)(K_f G_f)} = \frac{K_s G_s}{1 + (K_s K_f)(G_s G_f)} \quad (3-63)$$



Gambar 3-7. Fungsi pindah dengan umpanbalik

Dengan cara yang sama seperti uraian di atas maka fungsi pindah sistem dengan rangkaian unit seri dan paralel dapat dikembangkan lebih lanjut. Sebagai ilustrasi akan dicari fungsi pindah dari suatu sistem reaktor yang sederhana dengan suatu umpanbalik seperti yang dilukiskan pada Gambar 3-8.



Gambar 3-8. Fungsi pindah suatu sistem reaktor

Signal masukan adalah berupa perubahan reaktivitas atau faktor perlipatan efektif δ_k yang berasal dari seting permintaan daya yang mengharuskan batang kendali reaktor digerakkan, maka terjadi kenaikan kerapatan neutron sebesar δ_n dari keadaan ajeg. Fungsi pindah dari sistem kendali (termasuk batang kendali dan mekanisme sistem penggeraknya) adalah $K_k G_k$, fungsi pindah dari reaktor tanpa umpanbalik adalah $K_r G_r$, dan fungsi pindah umpanbalik koefisien suhu dan peracunan adalah $K_f G_f$. Maka dapat ditentukan fungsi pindah keseluruhan dari sistem reaktor tersebut yaitu persamaan (3-64).

$$\frac{P_s}{P_i} = \frac{\delta_n}{\delta_k} = \frac{(K_k K_r)(G_k G_r)}{1 + (K_k K_r K_f)(G_k G_r G_f)} \quad (3-64)$$

Untuk sistem reaktor yang tidak begitu kompleks, fungsi pindahnya dapat ditentukan dengan metode

perhitungan. Tetapi pada umumnya fungsi pindah dari reaktor yang sedang beroperasi ditentukan dengan cara eksperimen, dan hasilnya dianalisis dengan model-model umpanbalik atau dengan simulator reaktor untuk mengetahui sumber-sumber kemungkinan instabilitas dari reaktor tersebut.

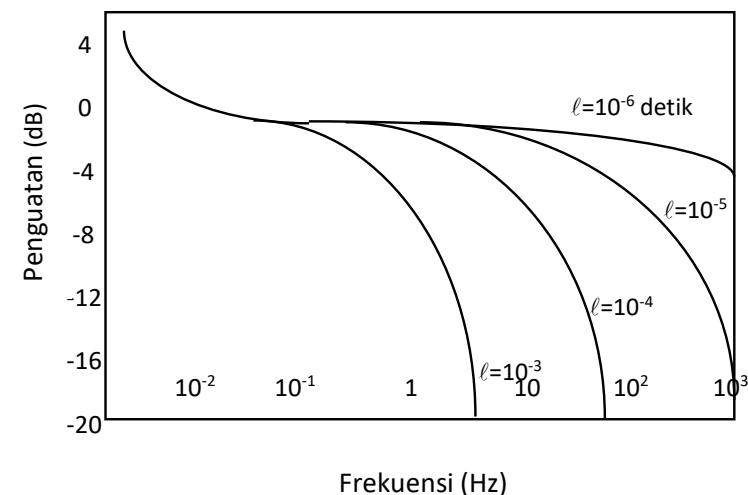
Fungsi pindah untuk sistem reaktor kalang terbuka (tanpa umpanbalik) dapat diturunkan dengan menerapkan transformasi Laplace pada persamaan kinetika reaktor (3-8) dan (3-10), untuk signal masukan berupa perubahan kecil dari reaktivitas ($\delta k = k-1$) berbentuk sinusoidal yang mengakibatkan perubahan kerapatan neutron atau daya reaktor δn , yaitu dituliskan dengan persamaan (3-6).

$$\frac{\delta n(s)}{\delta k(s)} = \frac{n_o}{\ell s + \sum_{i=1}^6 \frac{s\beta_i}{s + \lambda_i}} \quad (3-65)$$

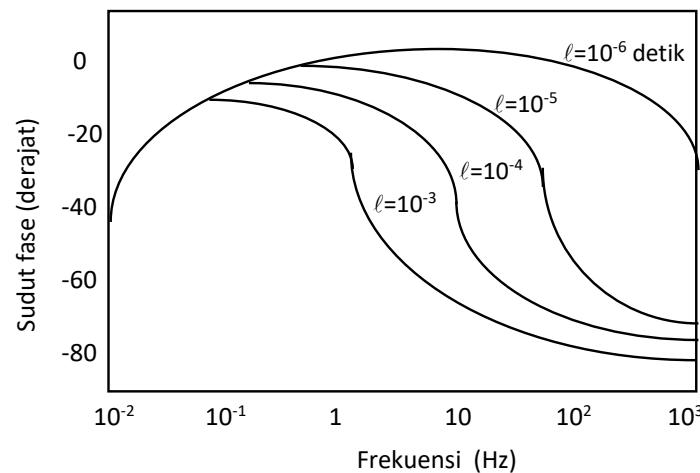
Persamaan (3-65) dikenal sebagai fungsi pindah reaktor *daya nol*, persamaan tersebut identik dengan persamaan (3-59) di mana $n_o \sim K_s$ yaitu faktor konstanta yang berkaitan dengan daya reaktor. Untuk signal masukan berbentuk sinusoidal maka $s = 2\pi f$ di mana f adalah frekuensi dalam hertz. Oleh karena β_i , λ_i , dan ℓ untuk suatu reaktor mempunyai harga tertentu maka fungsi pindah reaktor untuk suatu jangkau frekuensi dapat ditentukan, biasanya dilukiskan dalam *diagram Bode*. Diagram Bode adalah suatu kurva logaritma penguatan (gain) dalam satuan desibel dan sudut fase dalam derajat versus logaritma

frekuensi, di mana didefinisikan sebagai: Penguatan dalam decibel(dB) = $20 \log K |G| = 20 \log K + 20 \log |G|$

Diagram Bode berdasarkan persamaan (3-65) untuk reaktor dengan bahan bakar ^{235}U , dilukiskan pada Gambar 3-9 dan Gambar 3-10 yaitu untuk beberapa harga ℓ (umur neutron). Kurva untuk penguatan tersebut telah dinormalisasi sedemikian sehingga pada harga $\ell = 10^{-4}$ s, maka harga 0 desibel terjadi pada 1 hertz. Terlihat dari kurva tersebut bahwa penguatan dari sistem reaktor kalang terbuka cenderung akan menuju nilai takberhingga besar dengan mengecilnya frekuensi. Dengan demikian secara umum suatu reaktor tanpa umpanbalik secara intrinsik adalah tidak stabil, baik untuk gangguan reaktivitas kecil maupun besar.



Gambar 3-9. Kurva penguatan fungsi umur neutron



Gambar 3-10. Kurva sudut fase untuk beberapa harga umur neutron

3.6. Contoh Soal dan Penyelesaian

Contoh 3-1.

Pada praktikum percobaan kalibrasi batang kendali reaktor Kartini dilakukan langkah sebagai berikut. Sewaktu reaktor kritis pada tingkat daya 10 W kemudian salah satu batang kendali yang akan dikalibrasi nilai reaktivitasnya (*rod-worth*) dinaikan setinggi h , akibatnya dalam waktu 15 detik daya reaktor naik menjadi 20 W. Jika diketahui umur neutron dan fraksi neutron kasip untuk reaktor Kartini masing-masing adalah $4 \cdot 10^{-5}$ detik dan $6,9 \cdot 10^{-3}$. Hitunglah berapa dollar reaktivitas positif akibat kenaikan batang kendali setinggi h tersebut jika:

1. Semua kelompok neutron kasip diperhitungkan.

2. Dianggap hanya ada satu kelompok neutron kasip
3. Dianggap tidak ada neutron kasip

Hitung pula berapa besar kenaikan fluks neutron (relatif dibandingkan dengan fluks neutron mula-mula) setelah 100 detik dari kenaikan batang kendali setinggi h tersebut jika:

4. Dianggap hanya ada satu kelompok neutron kasip
5. Dianggap tidak ada neutron kasip.

Penyelesaian :

Daya reaktor naik dari 10 W menjadi 20 W (dua kali lipat) dalam waktu $t_{2x} = 15$ detik, berdasarkan hubungan persamaan (3-19) perubahan daya reaktor identik dengan perubahan fluks neutron $n(t)$ maka daya reaktor $P(t)$ dapat dituliskan sebagai : $P(t) = P_0 e^{t/T}$, sehingga periode reaktor

$$T \text{ adalah : } T = \frac{t_{2x}}{\ln 2} = \frac{15}{\ln 2} = 21,64 \text{ det ik} , \text{ dengan demikian :}$$

1. Berdasar persamaan per-jam (3-16) dan harga-harga parameter seperti pada Tabel 2-1 maka reaktivitas batang kendali adalah :

$$\begin{aligned} \rho &= \frac{\ell}{\ell + T} + \frac{T}{\ell + T} \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i}{1 + \lambda_i T} \\ &= \frac{4 \cdot 10^{-5}}{4 \cdot 10^{-5} + 21,64} + \frac{21,64}{4 \cdot 10^{-5} + 21,64} \left\{ \frac{2,15 \cdot 10^{-4}}{1 + 0,0124(21,64)} + \frac{1,42 \cdot 10^{-3}}{1 + 0,0305(21,64)} \right. \\ &\quad \left. \frac{1,27 \cdot 10^{-3}}{1 + 0,111(21,64)} + \frac{2,57 \cdot 10^{-3}}{1 + 0,301(21,64)} + \frac{7,5 \cdot 10^{-4}}{1 + 1,138(21,64)} + \frac{2,7 \cdot 10^{-4}}{1 + 3,01(21,64)} \right\} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \rho &= 1,8 \cdot 10^{-6} + 1,78 \cdot 10^{-3} = 1,78 \cdot 10^{-3} \\ &= 1,78 \cdot 10^{-3} / 0,0069 = 0,258 \text{ dollar} \end{aligned}$$

2. Jika dianggap hanya ada satu kelompok neutron kasip, harga λ reratanya diambil dari hubungan persamaan (3-20) yaitu 0,08 per sekon, dan dari persamaan (3-16) akan menjadi

$$\begin{aligned}\rho &= \frac{\ell}{\ell + T} + \frac{T}{\ell + T} \frac{\beta}{1 + \lambda T} \\ &= \frac{4.10^{-5}}{4.10^{-5} + 21,64} + \frac{21,64}{4.10^{-5} + 21,64} \left\{ \frac{0,0069}{1 + 0,08(21,64)} \right\} = 2,53.10^{-5} \\ &= \frac{2,53.10^{-5}}{0,0069} = 0,367 \text{ dollar}\end{aligned}$$

Atau dapat pula dihitung dengan pendekatan persamaan (3-24) yaitu

$$T_0 \approx \frac{\beta - \rho}{\lambda \rho}, \text{ dan akan diperoleh hasil yang sama.}$$

3. Jika dianggap tidak ada neutron kasip maka

$$\begin{aligned}\rho &= \frac{\ell}{\ell + T} = \frac{4.10^{-5}}{4.10^{-5} + 21,64} = 1,85.10^{-6} \\ &= \frac{1,85.10^{-6}}{0,0069} = 2,7.10^{-4} \text{ dollar}\end{aligned}$$

4. Berdasarkan hubungan persamaan (3-23)

$$\begin{aligned}n(t) &= \frac{\beta}{\beta - \rho} n_0 e^{\frac{\lambda \rho}{\beta - \rho} t} \\ &= \frac{0,0069}{0,0069 - 0,00253} n_0 e^{\frac{0,08(0,00253)}{0,0069 - 0,00253}(100)} \\ &= 156n_0\end{aligned}$$

yaitu fluks neutron pada waktu 100 detik setelah batang kendali dinaikan setinggi h, akan bertambah sebesar 156 kali dari fluks semula

5. Jika dianggap tidak ada neutron kasip maka dari persamaan (3-22) dengan $\beta = 0$ dan $\lambda = 0$ akan menjadi

$$n = n_0 e^{\frac{\rho}{\ell} t} \text{ atau } n = e^{\frac{\rho}{\ell} t} = e^{\frac{1,85.10^{-6}}{4.10^{-5}} \times 100} = 102 n_0$$

Contoh 3-2.

Diketahui suatu reaktor dengan sistem bahan bakar ^{235}U memiliki 3 buah batang kendali yaitu batang kendali pengaman, kompensasi, dan pengatur, masing-masing dengan nilai reaktivitas 3,5 dollar, 3 dollar dan 2 dollar.

a. Jika pada operasi tingkat daya paling rendah (tingkat daya nol) posisi batang kompensasi dan batang pengatur masing-masing berada 60 % dan 40 % ditarik dari dalam teras, dengan menganggap perubahan posisi batang kendali proporsional dengan perubahan nilai reaktivitasnya tentukan nilai reaktivitas lebih teras (core excess) reaktor tersebut.

b. Pada operasi tingkat daya nominal (tingkat daya penuh) suhu reaktor rerata 50°C dan besarnya reaktivitas peracunan ^{135}Xe adalah 0,0015, jika diketahui koefisien reaktivitas suhu reaktor tsb adalah $0,0001/\text{ }^\circ\text{C}$, hitunglah reaktivitas reaktor yang masih tersisa.

Penyelesaian:

BAB IV

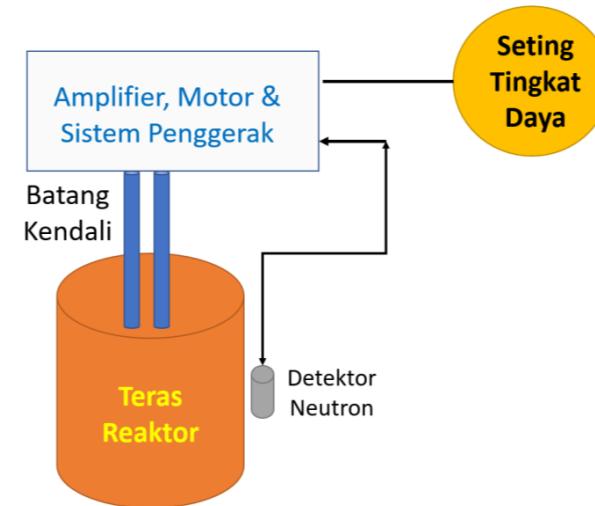
PENGENDALIAN REAKTOR

4.1. Tujuan Pengendalian Reaktor

Pengendalian reaktor bertujuan untuk menjaga/mengatur proses pembelahan inti di dalam reaktor nuklir berada pada kondisi nilai yang diinginkan (*setpoint*). Ini dilakukan karena adanya gangguan yang berupa perubahan reaktivitas, penambahan/ penyusutan bahan bakar, suhu aliran pendingin/ perubahan panas, racun produk fisi. Reaktivitas reactor ini disebut juga sebagai variabel terkendali (*controlled variable*) karena nilainya dikendalikan. Mekanisme pengendalian dimulai dengan mengukur fluks neutron, hasil pengukuran dibandingkan dengan nilai yang diinginkan (*setpoint*). Berdasar perbedaan keduanya ditentukan tindakan apa yang akan dilakukan. Bila fluks neutron lebih rendah dibanding dengan nilai fluks neutron yang diinginkan, maka posisi batang-batang kendali dinaikan atau ditarik dari dalam teras reaktor. Sebaliknya, bila fluks neutron lebih tinggi dari nilai *setpoint* maka batang-batang kendali diturunkan/ disisipkan ke dalam teras. Mekanisme seperti tersebut di atas dikenal sebagai pengendalian umpan balik (*feedback control*).

63

Contoh skema prinsip dasar pengendalian suatu reaktor nuklir dilukiskan pada Gambar 4-1.



Gambar 4-1. Skema prinsip dasar pengendalian suatu reaktor nuklir.

Sistem pengendalian reaktor adalah sarana untuk mengatur/ mengendalikan proses reaksi pembelahan inti yang terjadi di dalam reaktor, sedemikian rupa sehingga reaktor dapat dioperasikan mulai dari kondisi subkritik sampai pada tingkat daya yang ditentukan, kemudian menaikan dan mempertahankan daya reaktor pada tingkat daya tertentu, dan menurunkan, menghentikan atau mematikan operasi reaktor. Seperti telah diuraikan secara ringkas pada Bab III, bahwa instrumentasi untuk pengukuran fluks neutron mempunyai waktu tanggap yang

lebih cepat dibanding dengan pengukuran suhu. Oleh karena itu pada dasarnya sistem pengendalian reaktor terdiri dari sistem pengukuran atau instrumentasi parameter fisis reaktor terutama fluks neutron, dan sistem penggerak batang-batang kendali.

4.2. Metode Pengendalian Reaktor

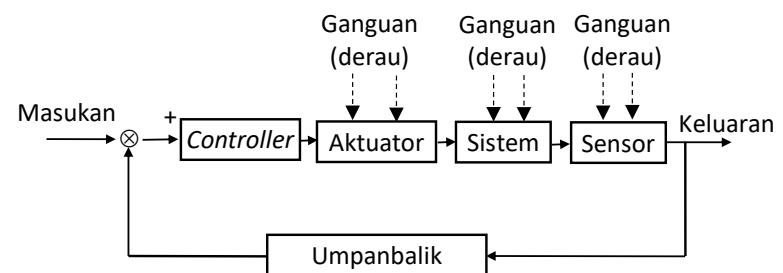
Pengendalian adalah suatu proses yang mengakibatkan suatu variabel sistem memenuhi atau sesuai dengan nilai yang diinginkan. Proses pengendalian dapat dilakukan dengan metode pengendalian manual, maupun pengendalian automatik (dilaksanakan semuanya oleh mesin). Sistem pengendalian adalah suatu interkoneksi dari komponen-komponen membentuk suatu konfigurasi sistem yang memberikan suatu tanggapan sistem sesuai dengan yang diinginkan.

Jenis pengendalian terdiri dari kalang terbuka atau *open-loop control* dan kalang tertutup atau *closed-loop (feedback) control*, masing masing seperti yang dilukiskan pada Gambar 3-6 dan Gambar 3-7. Gambaran tentang jenis pengendalian tersebut telah diuraikan pada Bab III berkaitan dengan fungsi pindah reaktor.

Komponen-komponen sistem pengendalian seperti yang disajikan pada Gambar 4-2 antara lain adalah meliputi:

- Sistem, yaitu berupa reaktor atau proses (yang akan dikendalikan)
- Aktuator yaitu komponen yang mengubah signal kendali ke signal daya.

- Sensor atau detektor yaitu alat ukur untuk mendeteksi keluaran dari sistem.
- Masukan referensi atau *reference input*, yaitu bagian yang merepresentasikan keluaran yang diinginkan.
- Deteksi kesalahan, yaitu bentuk-bentuk dari kesalahan kendali.
- *Controller* yaitu komponen yang beroperasi atas kesalahan kendali /*control error* untuk membentuk signal kendali, kadang disebut juga *compensator*.



Gambar 4-2. Komponen sistem pengendalian.

Fluks neutron di dalam reaktor dapat diubah dengan beberapa cara atau metode yaitu: mengubah bahan bakar (jumlah atau posisinya di dalam teras reaktor), mengubah moderator atau reflektor, dan menambah / mengurangi bahan penyerap neutron ke dalam teras reaktor. Metode pengendalian yang paling umum digunakan adalah dengan pengubahan bahan penyerap neutron yaitu penyisipan dan

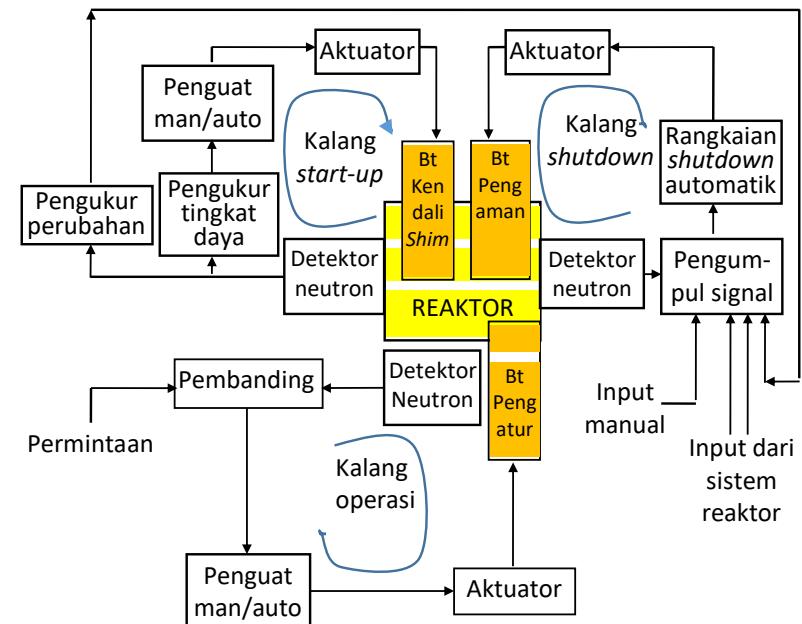
penarikan bahan-bahan penyerap neutron seperti boron atau cadmium pada teras reaktor.

Batang-batang kendali reaktor dapat dikategorikan berdasarkan kemampuannya dalam penyerapan neutron, *black rod* dan *gray rod*. *Black rod*, sangat kuat menyerap neutron, hamper semua neutron yang mengenainya diserap, contohnya batang kendali yang terbuat dari bahan *cadmium* (Cd) dengan tumpang serapan neutron termal (energinya 0,025 eV) sebesar $\sigma_a = 2450$ b. *Grey rod*, batang kendali yang kurang begitu kuat menyerap neutron atau tidak menyerap semua neutron yang mengenainya. Contoh *gray rod* adalah hafnium (Hf) dengan $\sigma_a = 105$ b, atau *stainless steel* dengan sedikit campuran boron.

Batang kendali yang paling kuat menyerap neutron dipakai sebagai batang kendali pengaman, yaitu untuk mematikan operasi reaktor secara cepat. Batang kendali yang memiliki kemampuan penyerapan neutron tidak terlalu kuat disebut sebagai batang kompensasi atau *shim rod*, dipakai untuk menaikkan dan menurunkan daya reaktor sesuai permintaan. Sedangkan batang kendali dengan kemampuan penyerapan neutron yang rendah dipakai untuk pengaturan daya reaktor secara halus pada tingkat daya stabil yang diinginkan.

Metode pengendalian reaktor secara umum dapat dilukiskan menjadi 3 kalang (*loop*) yang berbeda tapi saling berkaitan yaitu: *kalang startup* atau menaikan daya, *kalang operasi* pada tingkat daya, dan *kalang shutdown* atau mematikan operasi reaktor. Gambar 4-3 melukiskan metode pengendalian tersebut di mana reaktor berada di tengah-

tengah suatu jaringan peralatan-peralatan kendali seperti detektor-detektor neutron, amplifier, aktuator, batang-batang kendali dan sebagainya.



Gambar 4-3. Gambar skematis kalang pengendalian reaktor nuklir.

Kalang start-up menerima informasi utamanya dari kelompok detektor neutron berupa signal listrik yang mencerminkan tingkat daya reaktor atau perubahan daya reaktor, kemudian signal tersebut diperkuat dan ditampilkan baik secara manual dengan meter atau rekorder maupun secara automatis, selanjutnya aktuator mengubah posisi

batang-batang kendali. Demikian seterusnya sampai tingkat daya reaktor yang diinginkan dapat tercapai. Untuk mempertahankan daya pada tingkat daya reaktor yang diinginkan, dilaksanakan dengan *kalang operasi*.

Kalang operasi menerima signal keluaran dari detektor neutron dibandingkan dengan signal keluaran dari permintaan. Proses perbandingan ini biasanya merupakan pengurangan dari signal-signal tersebut, hasil keluaran ini kemudian diuji. Jika keluaran dari reaktor sama dengan keluaran daya permintaan, maka tidak ada signal keluaran dari pembanding. Jika keluaran dari reaktor berbeda dengan signal permintaan maka proses pengurangan signal-signal tersebut menghasilkan signal perbedaan yang disebut sebagai signal galat (*error signal*). Selanjutnya signal galat ini diperkuat secara manual maupun automatik untuk mengaktuasi aktuator yang akan mengubah posisi batang kendali pengatur. Demikian seterusnya sampai dengan daya reaktor sedemikian sehingga signal galat menjadi nol.

Kalang shutdown menerima informasi dari detektor neutron dan signal atau informasi dari sistem-sistem reaktor. Signal tersebut menggerakkan batang pengaman melalui aktuator. Ada beberapa alasan mengapa reaktor harus dimatikan atau *shutdown*, misalnya kegagalan dari beberapa komponen seperti kegagalan pompa pendingin utama, kegagalan sistem pesawat penukar panas, kegagalan sistem listrik, dll., yang mengharuskan reaktor dimatikan secara cepat dan automatik. Walaupun demikian signal aktuasi untuk menggerakkan aktuator secara manual

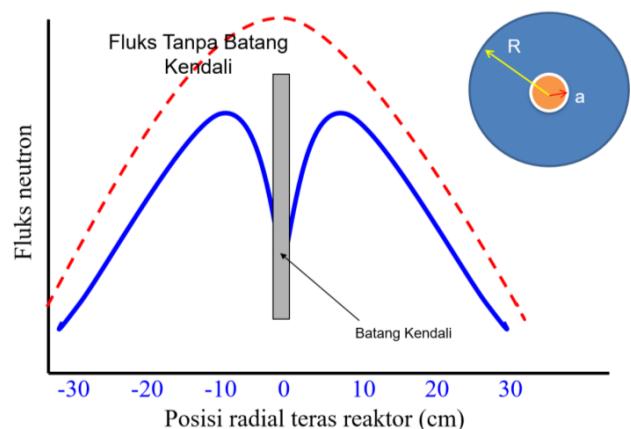
65

tetap menjadi prioritas, aktuasi manual ini biasanya digunakan untuk shutdown reaktor secara normal maupun darurat.

4.3. Efektifitas Batang-Batang Kendali

Batang-batang kendali reaktor sebagai pengatur laju reaksi pembelahan inti di dalam reaktor, jika disisipkan ke dalam teras reaktor, dia akan menyerap partikel-partikel neutron disekitarnya, dan oleh karenanya akan terjadi distorsi pada distribusi fluks neutron. Efek dari adanya penyisipan batang kendali terhadap distribusi fluks neutron di dalam reaktor. Sebagai contoh efek batang kendali pada suatu reaktor dengan batang kendali tunggal jari-jari a yang berada ditengah-tengah teras reaktor berbentuk silinder dengan jari-jari R , dilukiskan seperti pada Gambar 4.4. Terlihat bahwa fluks neutron menurun pada daerah pusat dekat batang kendali dan membesar dengan semakin jauh dari batang kendali. Sedangkan jika tidak ada batang kendali, fluks neutron di pusat teras reaktor mencapai maksimum kemudian menurun dengan semakin jauh dari pusat teras.

Sesuai dengan teori difusi, bahwa laju perubahan neutron di dalam reaktor sama dengan laju produksinya dikurangi dengan laju serapan dan kebocoran neutron dari teras reaktor. Laju serapan neutron di dalam teras reaktor salah satunya bisa diatur dengan mekanisme penarikan dan penyisipan batang-batang kendali.



Gambar 4-4. Efek penyisipan batang kendali pada distribusi fluks neutron radial teras reaktor.

Seperti telah diuraikan di atas bahwa batang-batang kendali reaktor ini dibedakan menjadi kelompok batang kendali pengaman (*safety rods*), batang kendali pengatur kasar (*shim rods*), dan batang-batang kendali pengatur daya secara halus (*regulating rods*). Kemampuan penyerapan neutron dari batang kendali tersebut dinyatakan sebagai *control rod worth* atau nilai reaktivitas batang kendali. Untuk mendapatkan nilai reaktivitas dari batang kendali, ditinjau kembali persamaan kekritisan yaitu seperti yang dinyatakan dengan persamaan (2-35) atau (2-38). Persamaan tersebut dapat ditulis dalam teori satu kelompok termodifikasi dan dinyatakan dengan persamaan (4-1) dan persamaan (4-2), yaitu masing-masing untuk kondisi batang kendali sebelum dan sesudah disisipkan ke dalam reaktor.

$$k = \frac{k_{\infty}}{1+B^2M^2} \quad (4-1)$$

$$k_0 = \frac{k_{\infty}}{1+B_0^2M_0^2} \quad (4-2)$$

B^2 dan B_0^2 masing-masing adalah buckling dari reaktor sesudah dan sebelum batang kendali disisipkan, M^2 adalah luas migrasi termal yang didefinisikan seperti pada persamaan (4-3).

$$M^2 = L^2 + \tau \quad (4-3)$$

dengan L^2 luas difusi dan τ adalah umur Fermi.

Berdasarkan pengertian reaktivitas reaktor seperti pada persamaan (3-7) yaitu $\rho = \frac{k-1}{k}$, maka nilai reaktivitas batang kendali merujuk pada persamaan (4-1) dan (4-2), dapat dinyatakan sebagai persamaan (4-4).

$$\rho_w = \frac{k_0 - k}{k} = \frac{(B^2 - B_0^2)M^2}{1 - B_0^2M^2} \quad (4-4)$$

Untuk jenis *black rod* dengan jari-jari a , yang terletak di pusat teras reaktor telanjang dengan jari-jari R maka berdasar teori satu kelompok termodifikasi, nilai reaktivitasnya dapat dibuktikan mengikuti persamaan (4-5).

$$\rho_w = \frac{7,43M^2}{(1+B_0^2M^2)R^2} \left[0,116 + \ln\left(\frac{R}{2,405a}\right) + \frac{d}{a} \right]^{-1} \quad (4-5)$$

dengan d adalah jarak jarak ekstrapolasi linier, sebagai pendekatan nilainya adalah $d = 0,71 \lambda_{tr}$ di mana λ_{tr} adalah jarak bebas rerata transport neutron. Sedangkan dengan teori dua kelompok energi neutron, *rod-worth* dapat ditulis sebagaimana pada persamaan (4-6).

$$\rho_w = \frac{7,43M^2}{(1+\mu_0^2M^2)R^2} \left[0,116 + \left(1 - \frac{S_2}{S_1}\right) - \frac{S_2}{S_1} \ln\left(\frac{L\sqrt{\tau}}{aM}\right) + \ln\left(\frac{R}{2,405a}\right) + \frac{d}{a} \left(1 - \frac{S_2}{S_1}\right) \right]^{-1} \quad (4-6)$$

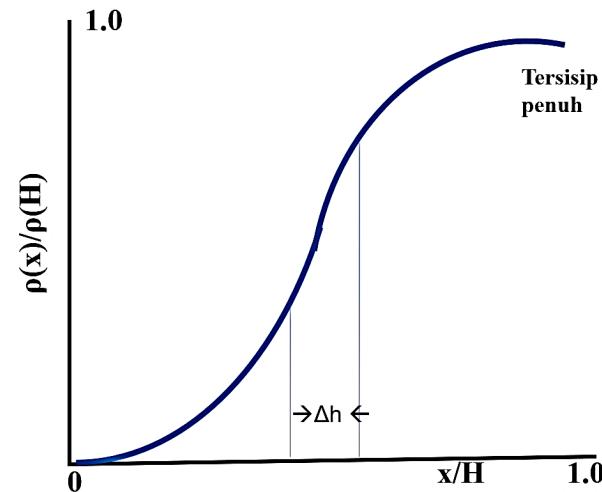
S_1 dan S_2 adalah koefisien kopling untuk fluks cepat dan termal yang dinyatakan oleh persamaan (4-7).

$$\frac{S_2}{S_1} = \frac{1+\mu^2 L^2}{1+\lambda^2 L^2} \quad (4-7)$$

μ^2 dan λ^2 adalah akar-akar dari persamaan diferensial pangkat-4.

Nilai reaktivitas *black rod* yang terletak di pusat teras sebagai fungsi aksial atau penarikan/penyisipan batang kendali dari atau ke teras reaktor dinyatakan dengan persamaan (4-8). Nilai reaktivitas tersebut dilukiskan pada Gambar 4-5, di mana x adalah jarak aksial dan H adalah tinggi teras reaktor.

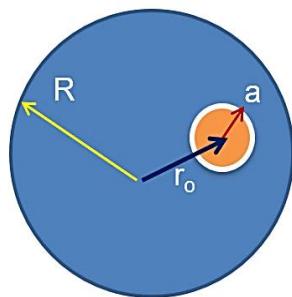
$$\rho_w(x) = \rho_w(H) \left[\frac{x}{H} - \frac{1}{2\pi} \sin\left(\frac{2\pi x}{H}\right) \right] \quad (4-8)$$



Gambar 4-5. Nilai reaktivitas batang kendali sebagai fungsi penyisipan/ penarikan dari teras reaktor.

Nilai reaktivitas batang kendali untuk *black rod* pada posisi *eccentric* yaitu yang posisinya tidak terletak di pusat teras tetapi terletak r_0 dari pusat teras seperti dilukiskan pada Gambar 4-6, dinyatakan dengan persamaan (4-9).

$$\rho_w = \frac{7,43M^2}{(1+B_0^2M^2)R^2} J_0^2\left(\frac{2,405r_0}{R}\right) \left[0,116 + \ln\left(\frac{R}{2,405a}\right) + \frac{d}{a} \right]^{-1} \quad (4-9)$$



Gambar 4-6. Reaktor dengan *black rod eccentric* yang terletak r_0 dari pusat teras

4.4. Core Excess & Shutdown Margin

Reaktivitas lebih teras atau *core excess* adalah reaktivitas yang tersedia di atas reaktivitas reaktor yang diperlukan untuk mencapai kekritisan. Reaktivitas lebih teras merupakan reaktivitas dari reaktor ketika semua batang kendali berada di luar teras reaktor (ditarik sepenuhnya dari teras reaktor). *Core excess* dari suatu reaktor akan selalu berubah bergantung pada banyak variabel, antara lain seperti: penyusutan bahan bakar, konfigurasi teras, suhu, dan peracunan produk fisi (xenon dan samarium). Jika *core excess* terlalu kecil maka ada kemungkinan reaktor tidak bisa dioperasikan mencapai kekritisan sewaktu xenon mencapai puncaknya setelah reaktor *shutdown*.

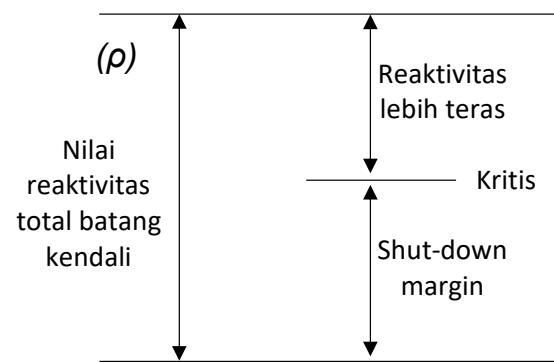
Shutdown margin (SDM) adalah jumlah reaktivitas yang mengakibatkan reaktor menjadi subkritis atau akan menjadi subkritis saat ketika semua batang kendali tersisip penuh ke dalam teras kecuali sebuah batang kendali

(pengaman) tertarik penuh dari teras reaktor. Korelasi nilai reaktivitas total batang kendali, reaktivitas lebih teras, dan *shutdown margin* dinyatakan dengan persamaan (4-10), dan dilukiskan pada Gambar 4-7. *Shutdown margin* harus selalu tersedia pada setiap saat bahkan sewaktu reaktor kritis.

$$SDM = 1 - k_{\text{ef}} \text{ (reaktor } shut \text{ down)}$$

$$SDM = \text{total rod worth} - \text{core excess} \quad (4-10)$$

Total rod worth - core excess reactivity adalah juga sama dengan jumlah reaktivitas yang diperlukan agar reaktor tepat kritis (*just critical*) atau faktor perlipatan neutron efektif $k_{\text{ef}} = 1$.

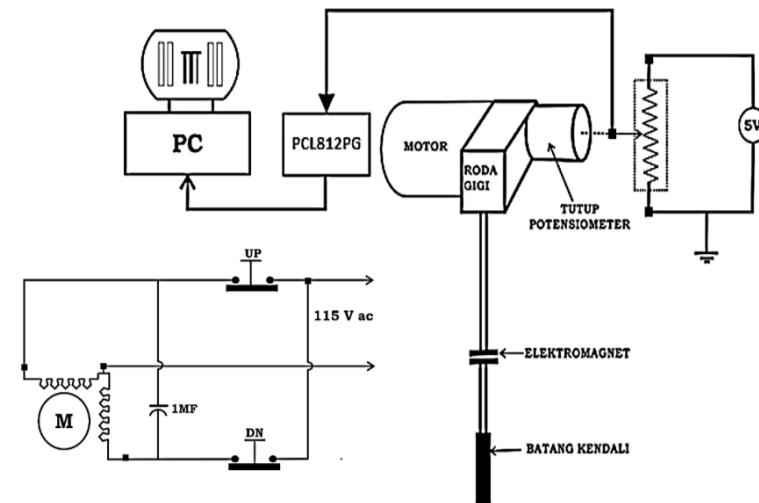


Gambar 4-7. Hubungan reaktivitas lebih dengan *shutdown margin*

Sebagai gambaran, misalnya diketahui reaktor GA Siwabessy dengan fraksi neutron kasip 0,007 memiliki *shutdown margin* sebesar \$5, maka reaktor tersebut memiliki *shutdown margin* sebesar $SDM = \rho = \$5 \times 0,007 = 0,035$ (bilangan biasa). Faktor perlipatan neutron efektif dari reaktor tersebut adalah $k_{ef} = 1 - SDM = 1 - 0,035 = 0,965$. Demikian pula jika reaktor GA Siwabessy tersebut diketahui memiliki *total rod worth* dalam satuan dollar (\$) yaitu \$12,5 dan *core excess* ~ \$6,8. Maka reaktor tersebut memiliki *shutdown margin* sebesar $SDM = \$12,5 - 6,8 = \$5,7$ atau dalam bilangan biasa $SDM = \$5,7 \times .007 = 0,0399$.

4.5. Sistem Pengendalian Reaktor Kartini

Aktuasi pengendalian reaktor Kartini dilakukan menggunakan motor servo (lihat Gambar 4-8) yang digerakkan dengan cara menggeser fase sebesar 90° . Pergeseran tersebut dilakukan dengan bantuan relay. Seperti diketahui pada reaktor Kartini ada 2 batang kendali dari 3 batang kendali yang dipergunakan untuk pengendalian, yaitu batang kendali kompensasi (*shim rod*) dan batang kendali pengatur (*regulating rod*). Sementara itu tidak diperkenankan gerakan naik batang kendali secara bersamaan, sehingga ada 5 kemungkinan gerakan. Aktuasi ke 5 gerakan tersebut berdasarkan atas nilai hasil perhitungan algoritma kendali. Mekanisme seperti itu merupakan mekanisme konversi dari analog ke digital. Oleh karena itu sistem tersebut mempunyai fungsi pindah berupa sistem proporsional.

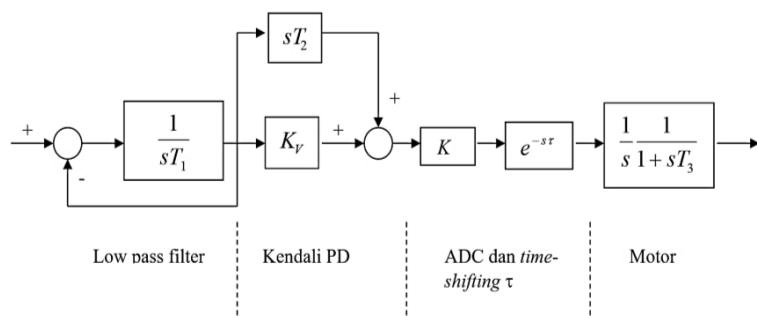


Gambar 4-8. Sistem penggerak batang kendali reaktor Kartini

Sementara itu penggunaan relay mengakibatkan adanya waktu tunda (*rise time* dan *decay time*), sehingga mengakibatkan pergeseran waktu sebesar τ , dan dalam domain Laplace menjadi $e^{-\tau s}$. Secara prinsip motor menunjukkan karakter integrasi, tetapi karena ada gesekan pada saat *start*, terjadi juga efek penundanan (rata-rata 200 ms). Fungsi pindah motor dapat didekati dengan persamaan (4-11) yaitu:

$$\frac{1}{s} \frac{1}{1+sT_2} \quad (4-11)$$

Diagram kotak sistem kendali dapat digambarkan seperti pada Gambar (4-9).



Gambar 4-9. Diagram kotak sistem kendali reaktor Kartini

Berdasarkan Gambar 4-9 maka diperoleh fungsi pindah keseluruhan seperti pada persamaan (4-12), serta fungsi pindah relatifnya seperti pada persamaan (4-3).

$$R(s) = \frac{1}{1+sT_1} \times (K_V + sT_2) \times K \times e^{-s\tau} \times \frac{1}{s} \times \frac{1}{1+sT_3} \quad (4-12)$$

Fungsi pindah relatifnya adalah (4-13)

$$\begin{aligned} R(s) \times \frac{R}{\beta} &= \frac{1 + s \frac{T_2}{K_V}}{1 + sT_1} \frac{1}{1 + sT_3} \frac{1}{s} e^{-s\tau} K_V K \frac{R}{\beta} \\ R(s) \times \frac{R}{\beta} &= \frac{1 + s \frac{T_2}{K_V}}{1 + sT_1} \frac{1}{1 + sT_3} \frac{1}{sT_4} e^{-s\tau} \\ \frac{1}{T_4} &= K_V K \frac{R}{\beta} \end{aligned} \quad (4-13)$$

Data untuk reaktor Kartini (jenis TRIGA) diperoleh nilai nilai $T_1 = 0,1$ s, $T_2 = 3,5$ s, $K_V = 60$. Faktor K diperoleh dari

karakteristik *Analog-to-Digital Converter* pada yaitu $K = 0,02 \frac{\%}{\text{volt}\times\text{detik}}$

- **Sistem kendali daya reaktor Kartini.**

Pengendalian operasi reaktor Kartini secara automatis dengan sistem berbasis *personal computer* meliputi *start-up* dari aras sumber hingga *power demand* dan mempertahankan daya pada harga *power demand*. Pengendalian dengan sistem berbasis komputer tersebut menerapkan prinsip *fail-safe*, yaitu jika terjadi *trip* atau gangguan misalnya akibat kegagalan pengendalian, maka operasi pengendalian berpindah ke *manual mode*. Parameter pengendalian yang dipergunakan untuk pengendalian adalah daya reaktor dan posisi batang kendali.

- **Algoritma pengendalian**

Hasil ukur parameter pengendalian merupakan besaran umpan-balik yang dibandingkan dengan *power demand* dan perbedaannya dijadikan masukan perhitungan pada algoritma *start-up* ketika operasi *start-up* dan pada algoritma PID ketika operasi mempertahankan daya, dengan *overshoot* lebih kecil dari 10%.

- **Aktuasi pengendalian**

Merujuk pada Gambar 4-8, motor penggerak batang kendali dilengkapi dengan *gear reduction* sehingga mempunyai kecepatan putar tetap sebesar 8,8 rpm. Aktuasi dilengkapi dengan *interlock* sebagai berikut.

- ✓ Ketiga batang kendali tidak dapat dinaikkan secara bersamaan
- ✓ Aktuasi untuk menurunkan batang kendali mempunyai prioritas lebih tinggi dari pada untuk menaikkan batang kendali.
- ✓ Aktuasi hanya berfungsi jika tombol *release* ditekan.

Prinsip pengaturan naik/turun penggerak batang kendali adalah sebagai berikut (lihat Gambar 4-8). Motor listrik mempunyai dua kumparan dan masing-masing kumparan dihubungkan dengan catu daya lewat tombol yang kondisi normalnya terhubung (*Push-Off*). Pada saat tombol untuk menaikkan dan menurunkan batang kendali yaitu tombol *Up* dan *Dn* tidak ditekan, maka kedua kumparan stator motor mendapat arus sephasa. Hal ini dikarenakan kumparan stator satu dengan lainnya terletak pada 90 derajat elektris, sehingga dengan arus yang sephasa tidak akan timbul medan putar pada rotor, akibatnya angker motor tetap diam.

Apabila tombol *Up* atau *Dn* ditekan, maka akan terjadi pemutusan arus salah satu dari dua kumparan dan tegangan akan melalui kapasitor. Oleh karena ada kapasitor C, maka akan terjadi pergeseran fase tegangan 90 derajad satu dengan yang lain. Akibatnya timbul resultante fluks magnet yang berputar dan rotor akan berputar pula. Pergeseran phase tegangan ini disebabkan oleh salah satu kumparan terseri dengan kapasitor.

• Sitem keselamatan pengendalian

Sistem keselamatan pada pengendalian reaktor Kartini meliputi sistem proteksi reaktor reaktor yang terdiri dari Sistem SCRAM, adan Sistem *INTERLOCK*. Sistem *scram* dihubungkan dengan seluruh kanal keselamatan secara langsung (*hardwired*). Sistem saling kunci atau *interlock system* akan menyebabkan reaktor selalu berada dalam keadaan *scram* atau batang kendali tidak dapat dinaikkan apabila kondisi-kondisi yang dikendalikan oleh sistem ini tidak dipenuhi. Sistem interlock ini terdiri dari:

a. Interlok kunci daya magnet

Batang kendali hanya dapat dinaikkan apabila kunci daya magnet dimasukkan ke lubang kunci dan berada di posisi ON. Selama kunci tidak berada pada tempatnya, tombol-tombol UP/DOWN tidak dapat difungsikan sehingga reaktor selalu berada dalam keadaan aman.

b. Interlok sumber neutron

Kanal daya NM-1000 mendeteksi keberadaan sumber neutron dan memberikan sinyal interlok sumber kepada rangkaian *scram* sehingga reaktor tidak dapat dioperasikan.

c. Interlok gerakan naik batang kendali

Jika dua atau lebih tombol UP ditekan secara bersama-sama, batang-batang kendali akan tetap diam pada posisi semula.

Selain sistem tersebut di atas, sebagai kelengkapan sistem keselamatan, pada sistem pengendalian reaktor

Kartini dilengkapi pula dengan sistem peringatan dini (*Alarm*) yang meliputi:

a. **Alarm daya reaktor**

Tampilan diagram-batang daya reaktor akan berubah warna dari hijau menjadi merah apabila daya reaktor lebih besar dari 105 % dari daya maksimum 100 kW.

b. **Alarm periode reaktor**

Tampilan gambar diagram batang periode reaktor akan berubah warna dari hijau menjadi merah apabila periode reaktor lebih kecil dari 7 detik.

c. **Alarm laju air pendingin primer**

d. Jika terdeteksi laju alir air pendingin primer lebih kecil dari 280 lpm, di layar penayang grafik akan segera muncul peringatan

e. **Alarm ketinggian air kolam reaktor**

Pada layar penayang grafik akan muncul peringatan dalam warna yang kontras, yakni tulisan putih dengan latar belakang merah, apabila air kolam reaktor turun melebihi 20 cm. Demikian juga alarm akan berbunyi jika terjadi penurunan air 20 cm di dalam tangki reaktor.

f. **Alarm tekanan udara ruang reaktor**

Sebagai salah satu implementasi prinsip sistem keselamatan gagal selamat (*fail safe*), tekanan udara di dalam ruang reaktor harus lebih kecil dari tekanan udara luar. Peringatan akan segera muncul di layar penayang grafik apabila beda tekanan udara di luar

dengan di dalam ruang reaktor lebih kecil dari 0,2 cm air.

g. **Alarm air kolam pendingin sekunder**

Peringatan akan segera muncul di layar penayang grafik apabila ketinggian air kolam pendingin sekunder turun di bawah 20 cm.

h. **Alarm pompa primer dan sekunder**

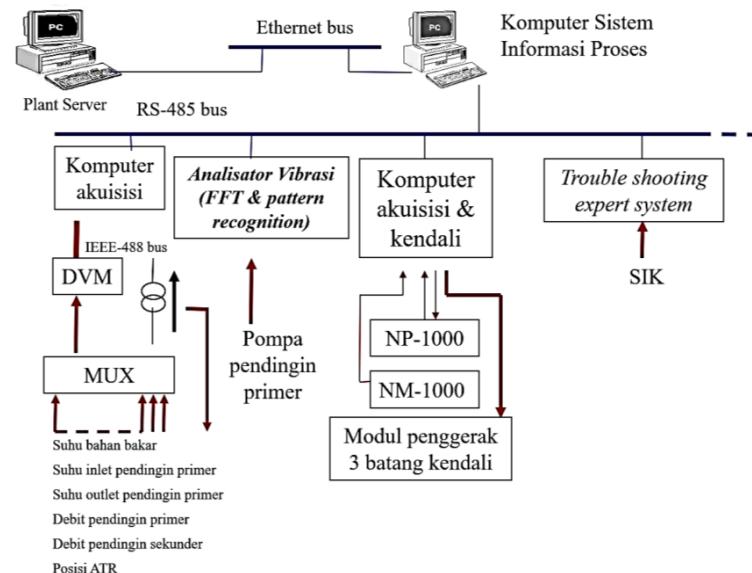
Jika pompa primer dan atau pompa sekunder padam, sistem penampil akan menampilkan tanda peringatan kepada operator reaktor.

Parameter untuk aktuasi *scram* dan *alarm* selengkapnya dapat dilihat pada Tabel 4-1.

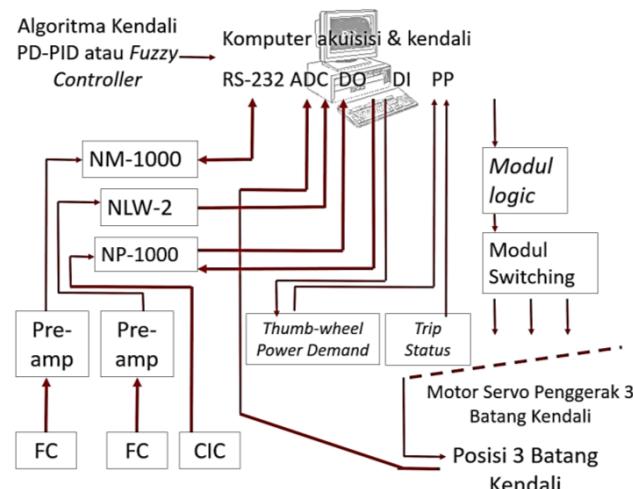
Sistem kendali daya reaktor Kartini masih menggunakan mekanisme *analog-to-digital conversion* pada sistem aktuatornya. Perangkat keras sistem kendali daya reaktor tersebut menggunakan detektor neutron jenis *fission chamber* (CIC) dan jenis *compensated ionization chamber* (CIC), seperti ditampilkan pada Gambar 4-10. Sedangkan skema sistem instrumentasi dan kendali (SIK) reaktor Kartini secara garis besar dilukiskan pada Gambar 4-11. Sebagai gambaran tampilan dan ruang pengendalian SIK reaktor Kartini secara keseluruhan dapat dilihat berupa foto-foto seperti yang disajikan pada Gambar 4-12 sampai Gambar 4-14.

Tabel 4-1. Parameter untuk aktuasi *scram* dan *alarm* pada reaktor Kartini.

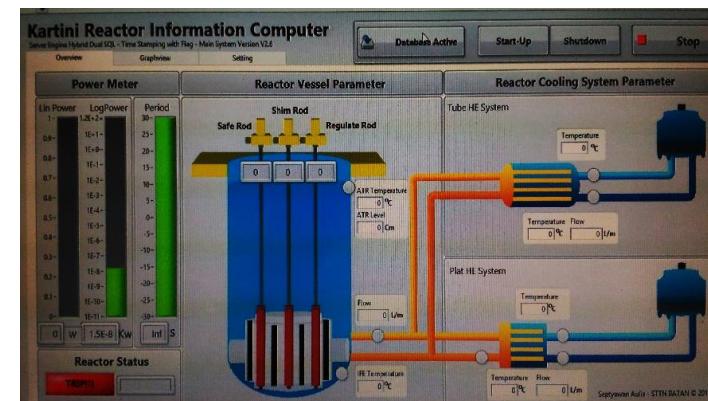
Parameter pengintisasi signal	Type of disturbance				
	Gangguan pd saat start-up dan operasi daya konstan	Kenaikan batang kendali secara tak terkendali	Gangguan pada komputer penampil keselamatan	Kegagalan fungsi pompa pendingin primer	Kegagalan pada sistem pendingin primer
Untuk aktuasi 'SCRAM' dan 'ALARM'	Gangguan pd saat start-up dan operasi daya konstan	Kenaikan batang kendali secara tak terkendali	Gangguan pada komputer penampil keselamatan	Kegagalan fungsi pompa pendingin primer	Kegagalan pada sistem pendingin primer
Flux neutron < min.	INTER-LOCK				
Flux rate > max	SCRAM	SCRAM			
Tegangan tinggi detektor n > max.	SCRAM				
Daya reaktor > max		SCRAM			
Watch dog timer pd komputer > max.			SCRAM		
Laju alir pendingin primer < min				ALARM	
Tinggi permukaan air tangki reaktor < min					ALARM
Suhu bahan bakar pd Ring B. > max		ALARM		ALARM	ALARM
Suhu pendingin primer. > max.		ALARM		ALARM	ALARM
Laju alir pendingin sekunder < min.					ALARM



Gambar 4-11. Skema SIK reaktor Kartini



Gambar 4-10. Skema system kendali daya reaktor Kartini



Gambar 4-12. Contoh tampilan pada SIK Kartini



Gambar 4-13. Contoh ruang kendali Kartini



Gambar 4-14. Deck reaktor Kartini (tempat motor penggerak batang kendali)

BAB V

PRINSIP OPERASI REAKTOR

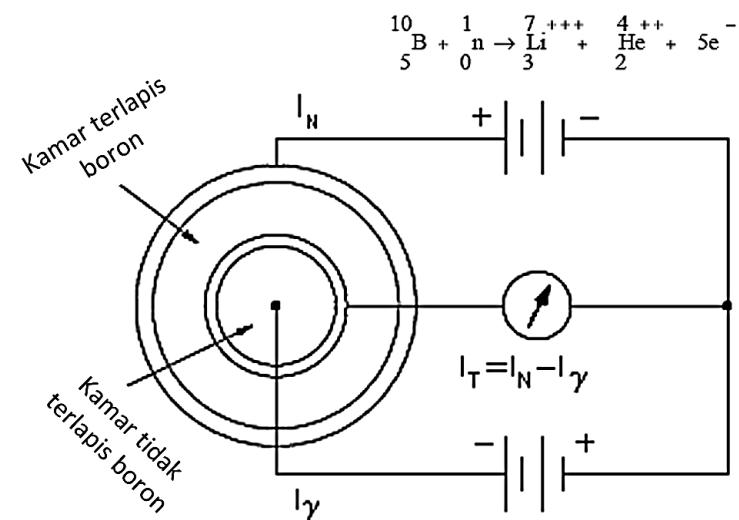
Berbeda dengan sistem proses pembangkitan energi pada umumnya, tidak dipungkiri bahwa reaktor nuklir memiliki potensi bahaya yang spesifik yaitu adanya radiasi nuklir. Demikian pula di dalam pengoperasiannya, reaktor nuklir memiliki karakteristik fisis yang sangat berbeda dengan pembangkit energi pada umumnya. Karakteristik fisis tersebut adalah seperti yang telah diuraikan pada Bab III tentang Kinetika Reaktor Nuklir, yang harus benar benar difahami oleh para operator reaktor. Uraian Bab III dan Bab IV dapat menjadi acuan untuk para operator reaktor di dalam mempelajari karakteristik pengoperasian reaktor, walaupun masih diperlukan uraian tambahan lebih rinci terkait sistem instrumentasi reaktor.

Mengingat hal-hal tersebut di atas, pada Bab V ini selain diuraikan prinsip pengoperasian reaktor, juga akan dibahas secara garis besar sistem instrumentasi atau sistem deteksi yang digunakan untuk pengendalian reaktor nuklir. Uraian tersebut terutama terkait dengan kasus khusus pengalaman penulis yang pernah bertugas sebagai pengelola operasi reaktor Kartini di BATAN Yogyakarta. Secara umum prinsip pengoperasian reaktor nuklir berpegang pada prinsip gagal selamat, yaitu apabila terjadi

gangguan pada sistem, maka operasi harus berhenti (gagal melanjutkan operasi) tetapi lingkungan tetap selamat.

Berbeda dengan sistem instrumentasi pada pengendalian daya pembangkit energi konvensional yang pada umumnya menggunakan sistem instrumentasi berupa detektor suhu, tekanan, dan laju alir. Sistem instrumentasi atau sistem deteksi parameter fisis untuk pengendalian daya pada reaktor nuklir adalah berupa detektor nuklir, dalam hal ini terutama detektor neutron. Ada beberapa jenis detektor neutron seperti *fission chamber* (FC), *ionization chamber* (IC), *compensated ionization chamber* (CIC), BF_3 , He, *self power neutron detector* (SPND), detektor aktivasi, dsb. Pada umumnya detektor neutron yang biasa digunakan untuk pengendalian reaktor adalah jenis FC dan CIC atau SPND (pada PLTN).

Cara kerja detektor neutron jenis CIC dilukiskan pada Gambar 5-1, di mana CIC terdiri dari 2 buah kamar (silinder) *konsentris* yaitu kamar terlapis boron dan kamar tidak dilapisi boron. Interaksi neutron dengan boron akan menghasilkan sinar alfa (He) yang mengionisasi gai isian. Sinar gamma dan neutron keduanya berinteraksi di dalam kamar terlapis boron. Hanya sinar gamma yang berinteraksi di kamar yang tidak terlapis boron. Tegangan yang dikenakan pada tiap kamar diatur sedemikian rupa sehingga arus dari gamma di dalam kamar terlapis boron dapat meniadakan (mengkompensasi) arus dari gamma di dalam kamar tidak terlapis boron.



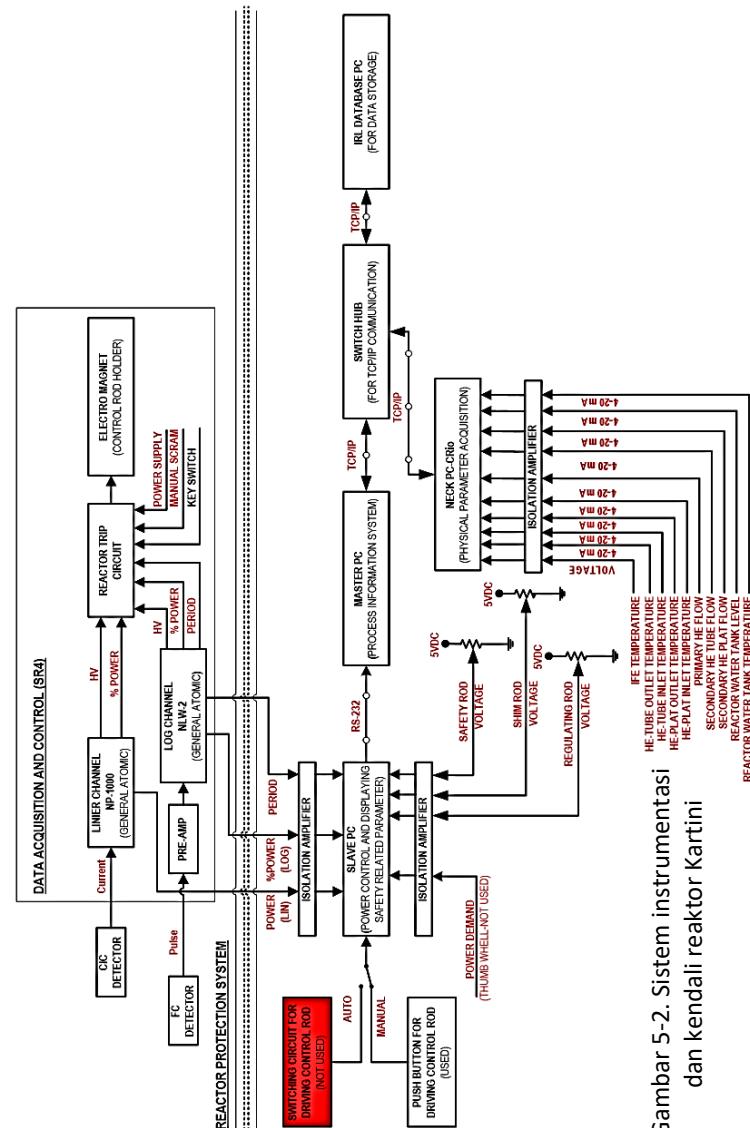
Gambar 5-1. Cara kerja detektor neutron jenis CIC

Detektor FC atau dikenal sebagai detektor kamar fisi jangkau lebar, yaitu kamar ionisasi yang pada bagian luarnya dilapisi dengan ^{235}U perkayaan tinggi. Neutron berinteraksi dengan ^{235}U , menimbulkan fissi. Sebagian dari produk fisi masuk ke dalam kamar ionisasi sebagian lagi bisa tertahan di didinding kamar ionisasi. Salah satu manfaat menggunakan ^{235}U sebagai pelapis dibanding dengan boron adalah karena produk fissi memiliki tingkat energi yang jauh lebih tinggi dibanding partikel alfa yang keluar dari reaksi boron dengan neutron. Produk fissi bisa menimbulkan lebih banyak ionisasi per interaksi dibanding partikel alfa. Hal ini memungkinkan kamar fisi beroperasi pada medan radiasi gama yang tinggi dibanding detektor dengan gas isian boron. Kamar fisi sering juga digunakan

sebagai alat deteksi yang secara simultan menghasilkan arus dan juga pulsa secara simultan. Tetapi khususnya lebih banyak digunakan sebagai kamar pulsa karena perbedaan pulsa yang sangat besar akibat interaksi dengan neutron dibanding akibat sinar gamma. Oleh karena detector FC memiliki kegunaan ganda itulah maka pada sistem instrumentasi sering disebut sebagai kanal daya jangkau lebar (*wide range channel*). Artinya, detektor FC mampu mendeteksi neutron mulai level sumber sampai neutron pada tingkat daya tinggi dari reaktor.

5.1. Sistem Instrumentasi & Kendali Reaktor Kartini

Sistem instrumentasi dan kendali (SIK) reaktor Kartini secara skematisik selekengkapnya dapat pada Gambar 5-2. SIK tersebut dirancang untuk dapat memberikan indikasi seluruh keadaan tingkat daya reaktor mulai dari tingkat sumber, reaktor *start-up*, reaktor daya tetap dan reaktor dalam keadaan *shut-down*. Detektor neutron jenis CIC merupakan bagian dari kanal daya linier (NP-1000) sedangkan detektor FC merupakan bagian dari kanal daya logarithma atau jangkau lebar (NLW-2). Metode perlindungan kegagalan sistem proteksi dilakukan dengan metode *diversiter*, yaitu: daya reaktor diukur, dideteksi kegagalannya oleh kanal daya logaritmis NLW-2 dan kanal daya linier NP 1000.



Gambar 5-2. Sistem instrumentasi dan kondisi reaktor Kartini

SIK reaktor Kartini meliputi sub sistem pengendalian reaktor, sub sistem monitor dan sub sistem proteksi yang satu sama lain saling bergayut (*dependent*). Pengendalian reaktor adalah pengaturan posisi batang kendali sedemikian rupa sehingga reaksi inti berantai terjadi pada suatu tingkat daya yang dikehendaki. Sistem ini terdiri dari sub sistem penggerak batang kendali, sub sistem pengendalian automatis menggunakan komputer, besar daya permintaan maupun *switching* pengendalian manual yang dilengkapi dengan 3 pasang tombol *up* dan *down*, penampilan posisi batang kendali, scram manual, scram reset, dan indikator eksperimen.

Pengukuran besarnya fluks neutron, daya reaktor, periode, paparan radiasi di beberapa tempat dalam gedung reaktor, suhu pendingin dan parameter penting lainnya dilakukan oleh sistem monitor. Data parameter-parameter tersebut ditampilkan pada monitor komputer dan meter indikator. Kanal pengukur daya terdiri dari kanal daya linier (NP-1000) dan kanal daya logaritmis (NLW-2). Kanal daya linier memperoleh input arus dari detektor CIC yang memberi penunjukan daya linier. Sedang untuk kanal daya logaritmis input arus dari detektor FC, yang memberi penunjukan % daya logaritmis, periode laju perubahan daya diperoleh dari differensial % daya logaritmis.

Pengujian fungsi kanal daya logaritmis secara rutin dilakukan sebelum reaktor dioperasikan dengan: simulasi *percent power* menggunakan pulsa melalui *rotary-switch* 7 (tujuh) posisi, pengujian trip dengan menggunakan potentio

trip-test dan pengujian perioda menggunakan potentio *periode-test* dengan pilihan switch pada *calibrate*.

Pengujian kanal daya linier sebelum operasi dilakukan dengan menutup switch S1, lampu LED hijau akan menyala dan bila indikator trip warna merah menyala harus ditekan tombol *RESET*. Dengan menekan tombol *TEST*, trip *HIGH VOLTAGE* akan menyala. Lanjutkan menekan tombol *TEST* sampai LED *NVT* dan *PERCENT POWER* menyala, dan selanjutnya tekan tombol *RESET*.

Agar dapat memberikan gambaran visual dari proses yang terjadi, sistem dibuat berbasis komputer dan menggunakan transmisi sinyal digital secara serial dengan RS485/RS232. Pada standar RS-485 untuk mengirimkan dan menerima data hanya menggunakan 2 jalur kabel. Spesifikasi dari standar ini mampu mendukung komunikasi data dari sejumlah perangkat dan juga mampu menyangga komunikasi data dalam jarak hingga 1.200 meter. Sambungan dari tiap perangkat yang terhubung ke RS-485 dilakukan secara paralel, sehingga penyambungan maupun pelepasan perangkat dapat dilakukan tanpa mengganggu kerja seluruh jaringan.

Sistem komputer terdiri dari komputer induk (*master*) dan komputer pembantu (*slave*). Perangkat lunak yang mendukung sistem ini tidak dipergunakan untuk aktuasi sistem keselamatan, namun fungsi utamanya adalah akuisisi, mengolah dan menampilkan parameter yang penting bagi operator serta melakukan operasi reaktor secara otomatis bila dikehendaki.

Sistem pentanahan listrik (*electrical grounding*) dari seluruh perangkat instrumentasi dan kendali reaktor diambil dari satu titik yang berasal dari kabel pentanahan yang tidak digunakan oleh perangkat-perangkat lain. Semua tindakan tersebut dilakukan untuk meredam semaksimal mungkin gangguan sinyal-sinyal listrik yang berasal dari luar.

Untuk menjaga agar suhu ruang kontrol reaktor perubahannya tidak terlalu tinggi, sehingga rangkaian elektronik yang terdapat di seluruh perangkat yang berada di dalam ruang kontrol dapat bekerja secara prima, ruang kendali diperlengkapi dengan perangkat pendingin ruangan (*air conditioner, AC*). Perangkat ini sekaligus berfungsi untuk memberikan kenyamanan kerja para operator reaktor. Proteksi terhadap *spike* tegangan tinggi direalisasi dengan penggunaan *constant voltage transformer* bagi Sistem Proteksi Reaktor (SPR). Proteksi terhadap medan elektromagnetik direalisasi dengan penggunaan :

- Rak Instrumen dari bahan besi
- Instrumen cashing dari bahan besi
- *Shielded cable* dari detektor ke pre amp dan dari pre amp ke sistem ukur SPR

5.1.1. Sistem proteksi reaktor

Pada saat operasi reaktor ada 2 kemungkinan jenis gangguan kesetimbangan bahang yaitu:

- Gangguan transient: terjadi ketika kemampuan pembangkitan bahang melampaui batas yang ditentukan atau dengan kata lain kemampuan air pendingin untuk

mengambil bahang berada di bawah harga yang ditentukan.

- Kehilangan air pendingin, misalnya akibat kebocoran pada sistem pendingin primer.

Tuntutan fungsi tersebut direalisasi dengan penerapan prinsip pertahanan berlapis (*defense in depth*). Prinsip tersebut membagi sebuah sistem dalam beberapa lapisan fungsi sebagai berikut:

- Lapisan pertahanan dasar
- Lapisan pencegahan gangguan
- Lapisan pembatasan akibat gangguan

Lapisan pertahanan dasar direalisasi berupa sistem kendali daya. Apabila sistem kendali daya gagal/tidak dapat mengatasi gangguan (*transient*), maka lapisan pencegahan gangguan berupa sistem proteksi reaktor akan berfungsi, Pada akhirnya jika semua lapisan tersebut gagal, maka keselamatan reaktor dijamin oleh sifat fisis /alam dari bahan bakar UZrH yang mempunyai koefisien reaktivitas negatif suhu dan ini dikategorikan sebagai lapisan pembatas akibat gangguan.

5.1.2. Lapisan pertahanan dasar.

Lapisan pertahanan dasar menggunakan sistem kendali daya untuk mengatasi gangguan-gangguan *transient*. Informasi daya diperoleh dari besaran fluks neutron rata-rata yang berbanding lurus dengan daya. Operasi reaktor dapat dikendalikan oleh operator secara manual atau otomatis. Pengendalian daya otomatis berbasis komputer mempunyai pengaman berupa *watch-*

dog timer dari komputer yang dihubungkan dengan trip reaktor serta pengendalian manual dari sistem *hardwired* yang secara otomatis berfungsi jika terjadi trip reaktor.

5.1.3. Lapisan pencegahan gangguan

Lapisan ini fungsinya adalah membuat reaktor mati (*scram*) apabila sistem proteksi reaktor diaktuasi oleh sinyal trip. Pada prinsipnya sistem *scram* reaktor bekerja untuk memutus arus elektromagnet pemegang batang kendali. Batas setiap parameter yang telah ditentukan sebagai batas keselamatan, harus dipergunakan untuk mengaktuasi pemutusan arus tersebut, yaitu: % daya logaritmis menunjukkan 110%, dan periode menunjukkan < 7 s. Logika yang digunakan adalah logika OR sehingga apabila salah satu dari sinyal trip tersebut diatas ada maka akan terjadi SCRAM atau batang kendali tidak dapat dinaikkan.

Pada sistem NLW2 semua sinyal trip dibangkitkan secara *hardware*. Selain keandalan *hardware system*, NLW-2 telah terbukti andal selama operasi reaktor hingga saat ini. Dengan pertimbangan tersebut, maka sistem NLW-2 dipergunakan sebagai salah satu bagian dari sistem proteksi reaktor. Kanal daya linier NP-1000, kanal yang menggunakan detektor CIC yang menggunakan *hardware* untuk membangkitkan sinyal trip. NP-1000 ini dipergunakan juga sebagai bagian dari sistem proteksi reaktor.

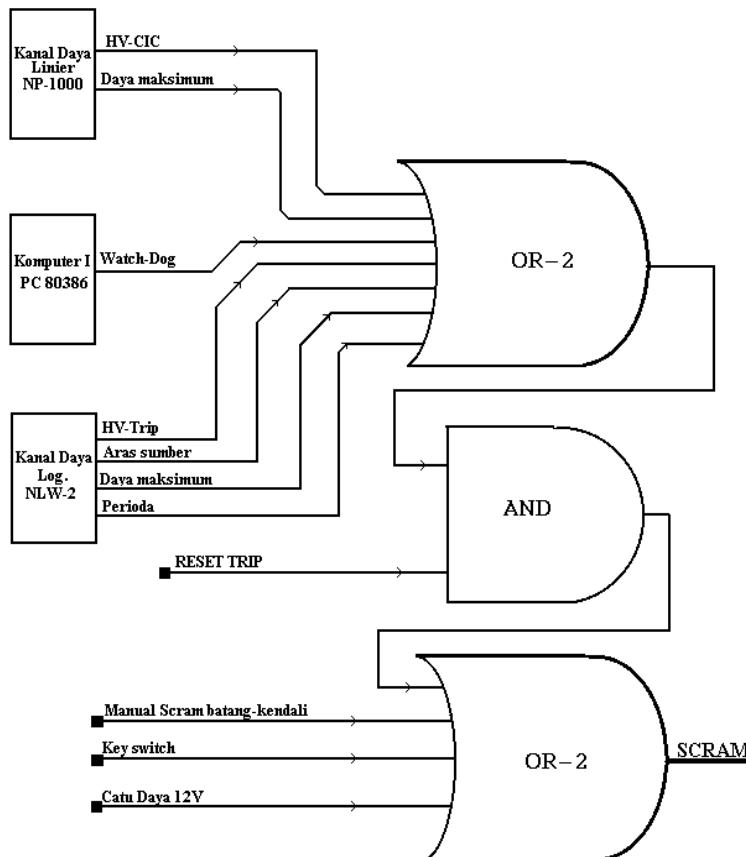
Slave computer dipergunakan untuk akuisisi *safety related parameter*, oleh karena itu keberadaannya selama operasi perlu dimonitor dan dihubungkan dengan sistem trip. Selain sinyal trip yang mampu mengaktuasi *scram*

secara otomatis, sistem proteksi reaktor dilengkapi juga dengan sistem yang bekerja secara manual dengan tombol *scram* (pancung). Tombol *scram* bila ditekan akan mengakibatkan terputusnya arus ketiga pemegang batang kendali. Manual *scram* ini dapat dilakukan bersama-sama untuk ketiga batang kendali atau dapat pula dilakukan satu per satu.

Batas-batas untuk trip reaktor Kartini adalah sebagai berikut:

- a. Trip *Watch-Dog*, trip ini terdapat pada komputer pembantu untuk akuisisi parameter keselamatan. *Watch-Dog* aktif jika eksekusi program komputer terhenti.
- b. Trip Catu Daya Tegangan Tinggi CIC, untuk memonitor jika terjadi kegagalan tegangan tinggi yang digunakan untuk mencatu detektor CIC pada *NP-1000 Percent Power Channel*.
- c. Trip Catu Daya Tegangan Tinggi FC, untuk memonitor jika terjadi kegagalan tegangan tinggi yang digunakan untuk mencatu detektor FC pada NLW-2.
- d. Trip periode, terjadi trip bila periode kurang dari 7 s (pada NLW-2)
- e. Trip aras sumber, untuk memonitor apakah sumber neutron sudah berada pada tempatnya. Trip terjadi bila sumber neutron tidak berada pada tempatnya atau bila pulsa dari penguat awal (*pre amplifier*) kurang dari $0,9 \cdot 10^{-7}$ daya (pada NLW-2).
- f. Trip daya maksimum, trip ini bekerja bila daya reaktor menunjukkan 110% (pada NLW-2).

- g. Trip manual, yaitu penekanan tombol SCRAM, pemutaran KUNCI OPERASI dan monitoring catu daya 12 Volt jika terjadi hubung singkat dengan ground.
- h. Sinyal RESET untuk mulai menjalankan reaktor



Gambar 5-3. Diagram logika sistem trip reaktor Kartini

Diagram logika sistem trip reaktor Kartini dilukiskan pada Gambar 5-3. Pada keadaan normal semua sinyal trip yang masuk ke rangkaian OR-1 dalam kondisi "0" dan sinyal RESET kondisi logiknya adalah "1", sehingga keluaran logik AND "0". Sedangkan apabila satu atau lebih kondisi logik yang masuk rangkaian "OR-1" berubah menjadi "1" maka keluaran logik AND juga akan berubah menjadi logik "1" dan hal ini mengakibatkan adanya keluaran sinyal trip. Kondisi keluaran sinyal trip akan berubah ke keadaan normal setelah semua masukan rangkaian OR-1 dikembalikan ke logik "0" dan sinyal RESET diubah sesaat dari logik "1" menjadi logik "0".

5.1.4. Sistem pengatur daya reaktor Kartini

Reaktor Kartini menggunakan 3 (tiga) buah batang kendali, yang dipergunakan untuk mengimbangi harga reaktivitas teras yang diakibatkan antara lain oleh jumlah bahan bakar yang di pasang di teras. Ketiga batang kendali tersebut adalah: batang pengaman (*safety rod*) berada di ring C5, batang kompensasi (*shim rod*) berada di ring C9 dan batang pengatur (*regulating rod*) berada di ring E1. Batang-batang kendali tersebut di dalam teras dimasukkan kedalam pipa pengarah batang kendali.

Agar reaktor dapat dioperasikan sehingga berlangsung proses pembelahan (*fisi*), dilakukan dengan penarikan batang kendali. Untuk dapat menggerakkan batang kendali naik/turun, diperlukan syarat-syarat yang berkaitan dengan keselamatan operasi yaitu :

- Tidak dapat menggerakkan batang kendali tanpa menekan tombol *release*
- Tidak dapat menaikkan batang kendali lebih dari satu secara bersamaan
- Mengutamakan penurunan batang kendali jika terjadi kejadian menaikkan dan menurunkan batang kendali secara bersamaan
- Dapat dioperasikan secara otomatis atau *manual*

Pada saat operasi otomatis, naik turunnya tiga batang kendali dilakukan oleh komputer setelah komputer memproses data yang diambil lewat antar muka yaitu:

- Mengambil data melalui antar muka *Analog To Digital Converter (ADC)* dan digital I/O terhadap besaran daya reaktor, perioda dan status trip dari perangkat NLW-2 buatan General Atomic.
- Mengambil data melalui antar muka *Analog To Digital Converter (ADC)* dan digital I/O terhadap besaran daya reaktor, perioda dan status trip dari perangkat linier power channel NP-1000 buatan General Atomic. Hasil pembacaan data daya reaktor yang diambil digunakan untuk mengubah daerah ukur secara otomatis melalui digital I/O.
- Mengambil data melalui antar muka *Analog To Digital Converter (ADC)* terhadap besaran posisi tiga batang kendali reaktor (berupa tegangan tap-tengah dari potensiometer yang diputar oleh motor penggerak batang kendali).

Analisis keandalan sistem pengatur daya meliputi penggunaan *hardware* menggunakan produk yang

bersertifikat ISO-9000, dan penggunaan *software* dengan kriteria persyaratan:

- Kegagalan eksekusi software dipantau oleh *watch dog timer* yang dapat mengaktuasi *scram*
- Unjuk kerja algoritma kendali : overshoot di bawah 5%

5.1.5. Mekanisme penggerak batang kendali

Seperti telah diuraikan pada Bab 4-5, Gambar 4-8, penggerak batang kendali menggunakan motor listrik dua-fase 110V-60Hz. Motor dihubungkan roda gigi pinion dan menggunakan *Magnet Draw Tube*, disamping itu motor ini melalui roda gigi juga memutar poros potensiometer (tipe linier) 10 putaran. Potensiometer pada kedua ujungnya diberi catu tegangan 5V_{DC}, sehingga keluaran dari tap tengah potensiometer berupa tegangan yang bervariasi sesuai dengan naik turunnya batang kendali.

Pada mekanisme ini terdapat tiga buah *micro switch* yang dipakai untuk memberikan limit kontak untuk motor dan sistem batang kendali, terdiri dari:

1. *Magnet up limit switch* (S-901)
2. *Magnet down limit switch* (S-902)
3. *Rod down limit switch* (S-903)

Batang kendali yang berada diantara bahan bakar disambungkan ke atas menggunakan sambungan batang kendali (*connection-rod*). Sambungan batang kendali ini dapat diangkat naik dengan dikait oleh elektro magnet yang digerakkan naik/turun oleh motor listrik.

Aktuasi elektro magnet dilakukan dengan rangkaian *switching manual* yang berfungsi untuk mengendalikan agar

batang kendali hanya dapat dinaikkan satu per satu secara bergantian namun dapat diturunkan secara bersama-sama atau mengendalikan ketiga batang kendali tersebut secara otomatis. Elektromagnet hanya kuat mengangkat sambungan batang kendali bila sambungan tersebut dalam keadaan menempel pada *armature*. Oleh karena itu bila terjadi scram, batang kendali akan jatuh dan elektro magnet harus turun dulu sampai menempel pada *armature* agar sambungan batang kendali dapat diangkat kembali

5.1.6. Kanal daya linier dan kanal daya logaritmis

Kanal daya linier menggunakan detektor jenis kamar ionisasi terkompensasi CIC, yang mempunyai spesifikasi sebagai berikut :

- Kepekaan terhadap neutron thermal 2.10-14 A /n.v
- Kepekaan terhadap sinar gamma 2,5 . 10-13 A/R/jam
- Tegangan kerja + 300 sampai dengan 800 Volt
- Tegangan kompensasi 0 sampai dengan -200 Volt.

Arus yang sebanding dengan fluks neutron dari detektor CIC diperkuat dengan penguat linier *multi-range picammeter* dan NP-1000 Percent Power Channel buatan *General Atomic*, sehingga dapat ditampilkan besarnya daya reaktor dalam satuan %daya.

NP-1000 percent power channel mempunyai jangkauan ukur 0-100 K, yang secara otomatis pengukurannya dibagi menjadi 3 jangkauan ukur yaitu : 0 - 1K; 0 - 10K; 0 - 100K. Hasil pengukuran ini selain ditampilkan pada *bargraph* juga ditampilkan pada monitor komputer.

Perangkat kanal daya logaritmis yang digunakan adalah *Wide Range Nuclear Channel* NLW-2 buatan General Atomic, menggunakan detektor FC dengan tegangan tinggi sebesar < 300 VDC. Perangkat ini dapat menjangkau pengukuran dari level sumber sampai dengan daya penuh. Perangkat NLW-2 terdiri dari 10 dekade penunjukkan. Enam dekade pertama dijangkau laju cacah logaritmis, sedang empat dekade berikutnya dijangkau dengan rangkaian *Campbell*. Dua jangkauan tersebut disambungkan untuk ditampilkan sebagai keluaran yang menunjukkan % daya logaritmis. Penyambungan sepenuhnya dilakukan secara elektronis tanpa ada saklar atau relay yang bergerak secara mekanis.

Hasil penyambungan jangkau laju cacah log dan jangkau Campbell ditampilkan pada sebuah meter dengan skala logaritmis 10 dekade. Sedangkan penunjukkan periode laju perubahan daya diperoleh dari pendeferensialan hasil penyambungan diatas. Persen daya logaritmis dan periode laju perubahan daya reaktor juga ditampilkan dalam monitor komputer, dengan membaca kedua tegangan keluaran tersebut lewat antar muka pengubah tegangan analog ke digital.

5.1.7. Monitor radiasi ruangan

Radiation Monitoring System (RMS II) Eberline digunakan mendeteksi dan mengukur daerah radiasi gamma (γ) di dalam ruangan reaktor, yaitu di ruang kontrol, dek reaktor, permukaan air tangki, demineraliser, thermal kolom, peraangkat sub kritik dan bulk shield. Informasi

ditampilkan pada meter lima dekade skala logaritmis. Laju paparan radiasi di ruang reaktor dengan batas operasi seperti pada Tabel 5-1.

Tabel 5-1. Laju paparan ruang reaktor

Laju paparan:	Satuan	Batas Operasi
a. Ruang kontrol	mRad/jam	$\leq 2,5$
b. Dek reaktor	mRad/jam	≤ 10
c. Permukaan air tangki	mRad/jam	≤ 100
d. Demineralizer	mRad/jam	≤ 25
e. Thermal kolom	mRad/jam	$\leq 2,5$
f. Perangkat sub kritik	mRad/jam	$\leq 2,5$
g. Bulk Shielding	mRad/jam	$\leq 2,5$

Unit detektor DA1-6 yang dipasang pada dinding berisi catu daya tegangan tinggi, elemen pendekksi radiasi, penguat pulsa dan *line driver*. Sinyal pulsa dari detektor diperkuat dan dibawa kembali oleh pasangan kabel dipilin (*twisted-pair cable*) ke unit elektronik, dimana sinyal disesuaikan dan ditampilkan dalam laju dosis. Daya yang diperlukan untuk mengoperasikan detektor dicatu oleh kanal elektronik lewat kabel interkoneksi. Unit detektor ini menggunakan elemen pendekksi GM dan menjangkau 0,1 s/d 10.000 *milliroentgens* per jam (mR/jam).

Unit rak memegang khasis elektronik 6 kanal dari monitor radiasi dan titik penyambungan interkoneksi untuk 6 kanal elektronik tersebut. Tiap kanal elektronik EC1-8 mempunyai catu daya tegangan rendah yang membuat

semua kanal independen. Setiap kanal elektronik berisi pengubah pulsa logaritmik ke analog, rangkaian alarm, relay alarm, meter pembacaan, indikator alarm dan perlengkapan untuk meter eksternal, rekorder, daya untuk detektor jauh, uji operasi sumber, kontak alarm dan alarm reset. Kondisi alarm ditampilkan pada panel depan dan reset switch menyatu dengan alarm indikator.

Indikator jauh (RI-1) unit yang menempel dinding yang menampilkan meter pembacaan dan indikator alarm dari kanal yang dihubungkan. Juga memberikan alarm suara ketika alarm tinggi diaktuasi. Blok diagram sistem RMS-II seperti terlihat pada gambar VIII-8.

5.2. Pengoperasian Reaktor Kartini

Pengoperasian reaktor hanya bisa dilakukan setelah mendapatkan izin operasi dari mendapatkan izin dari Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN). Operasi reaktor harus dilakukan oleh personil yaitu operator dan supervisor reaktor yang juga telah memiliki surat izin mengoperaikan reaktor dari BAPETEN, dan pelaksanaan operasi harus sesuai dengan prosedur yang telah ditetapkan. Secara berkala data pengoperasian reaktor juga harus dilaporkan ke BAPETEN.

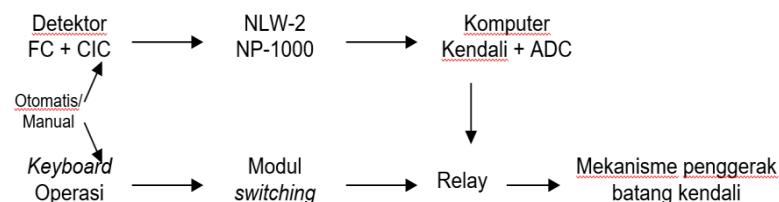
Pada prinsipnya pengoperasian reaktor Kartini adalah kegiatan pengaturan atau pengendalian daya reaktor. Pengendalian daya reaktor dapat dilakukan oleh operator secara manual atau otomatis. Pada saat reaktor dioperasi secara manual dilakukan dengan cara mengatur posisi batang kendali melalui rangkaian *hardwire*, dimana

fungsi dari rangkaian ini adalah untuk memenuhi kriteria keselamatan operasi. Untuk dapat menggerakkan batang kendali naik/turun, diperlukan syarat-syarat yang berkaitan dengan keselamatan operasi, sistem pengendalian telah dirancang sedemikian rupa sehingga operator:

- Tidak dapat menggerakkan batang kendali tanpa menekan tombol *release*
- Tidak dapat menaikkan batang kendali lebih dari satu secara bersamaan
- Mengutamakan penurunan batang kendali jika terjadi kejadian menaikkan dan menurunkan batang kendali secara bersamaan
- Dioperasikan secara manual

Operator reaktor Kartini dapat pula melakukan pengendalian daya reaktor secara otomatis. Pengendalian secara otomatis dimulai sejak aras sumber hingga tercapai daya konstan yang dikehendaki (*start up*) dan mempertahankan daya konstan tersebut. Untuk itu diperlukan pengendalian ketiga batang kendali reaktor secara otomatis. Pada fase *start up* pengendalian diawali dengan memberikan reaktivitas positif sehingga tercapai keadaan kritis. Setelah reaktor mencapai kondisi kritis, pemberian reaktivitas dihentikan sebab kelebihan pemberian reaktivitas yang diberikan sebelum kondisi kritis tercapai akan menyebabkan kenaikan daya. Pada saat tersebut hanya diperlukan pengurangan kecepatan jika nilai kecepatan mendekati batas kecepatan yang diperbolehkan. Untuk keperluan tersebut dipergunakan algoritma kendali *Proportional Differential (PD)*.

Setelah daya reaktor mencapai 90% dari daya operasi yang dikehendaki (*power demand*), pengendalian ditujukan untuk mempertahankan daya pada nilai daya operasi yang dikehendaki dan dilakukan dengan algoritma kendali *Proportional Integral Differential (PID)*. Elemen sistem pengatur daya reaktor dapat digambarkan dengan urutan seperti dilukiskan pada Gambar 5-4.



Gambar 5-4. Elemen sistem pengatur daya reaktor Kartini

5.2.1. Prosedur operasi reaktor

Sebelum pengoperasian reaktor, sistem ventilasi reaktor harus sudah dihidupkan. Personil pelaksana operasi reaktor meliputi: Supervisor Reaktor 1 orang, Operator Reaktor 2 orang, Petugas Proteksi Radiasi 1 orang, Petugas sistem bantu 2 orang, dan Sekuriti (petugas jaga) 2 orang. Tanggungjawab selama operasi berada pada Supervisor reaktor. Semua personil harus memakai jas lab, film badge (TLD badge) dan atau dosimeter saku.

Operator reaktor bertugas melaksanakan operasi menghidupkan pesawat pendingin primer dan demineralizer, serta mencatat data debit dan tahanan inlet/outlet dari pendingin primer tersebut. Melakukan *check*

list instrumen kendali reaktor. *Start up* untuk operasi dan menaikkan daya reaktor sesuai dengan level daya yang dikehendaki. Mengamati secara kontinu semua sistem penampil instrumen kendali reaktor dan mencatat pada log book setiap 1 jam. Melakukan *shut down* (atas perintah supervisor) dilanjutkan *check list shut down* bahwa reaktor telah shut down dengan aman.

Petugas Proteksi Radiasi bertugas mengamati paparan radiasi pada tempat-tempat yang telah ditentukan di dalam ruang reaktor. Melaporkan semua kejadian yang berkaitan dengan paparan radiasi kepada Supervisor reaktor. Sedangkan Petugas Sistem Bantu bertugas menghidupkan pesawat blower (sistem ventilasi reaktor) dan sistem pendingin sekunder. Mencatat data beda tekanan pada sistem filter blower dan tekanan pada sistem sekunder secara periodik. Mengamati secara kontinu air pendingin cooling tower agar level air selalu terpenuhi. Mematikan pesawat blower dan sekunder serta mencatat lama operasi dari pesawat tersebut. Petugas Sekuriti bertugas menjaga pintu masuk/keluar gedung reaktor. Mendata dan mencatat setiap personil yang masuk ruang reaktor serta tujuannya.

Setelah persiapan dan uji *check list* sistem kendali selesai, operator dapat mulai mengoperasikan reaktor atas perintah supervisor. Supervisor reaktor menimbang dan menyimpulkan apakah reaktor dapat / tidak dapat dioperasikan. Hasilnya ditulis dalam *check list* dan ditandatangani. Parameter-parameter yang diamati selama operasi reaktor antara lain:

- Suhu ATR, pada suhu kamar sekitar 30° C
- Debit primer sekitar > 140 lpm
- Debit purifikasi dari demineralizer sekitar 10 GPM
- Daya hantar air inlet *demineralizer* < 2 MΩ dan outlet demineralizer < 6 MΩ
- PH air tangki reaktor 5,5 – 7

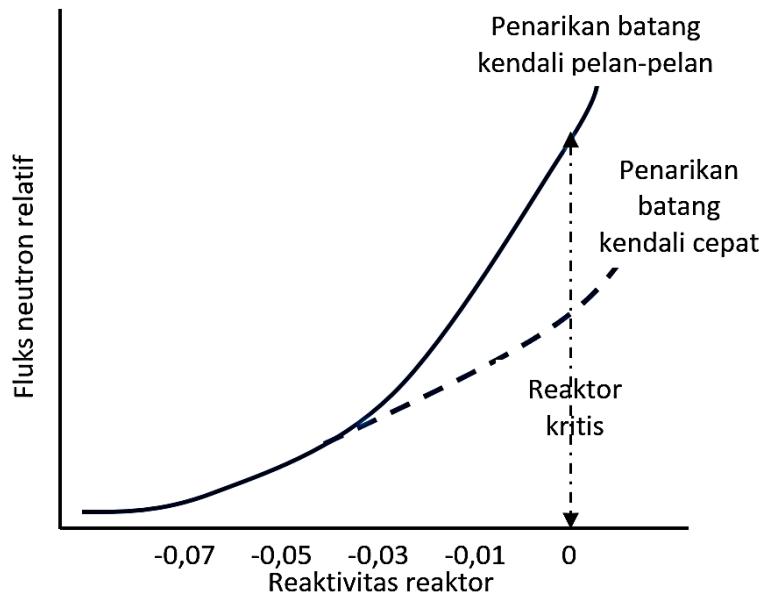
5.2.2. Start-up dan operasi reaktor pada tingkat daya

Bila semua persiapan telah dilakukan dan semua sistem instrumentasi bekerja dengan baik. Dengan persetujuan/perintah Supervisor, reaktor dapat di *start-up*. Start-up adalah langkah awal mulai operasi reaktor dengan menaikan/ menarik batang-batang kendali. Catat waktu mulai *start-up* pada log book. Langkah-langkah *start-up* reaktor secara manual adalah sebagai berikut:

- Naikkan batang pengaman (safety), secara perlahan sambil mengamati DPM agar tidak melewati angka 3 atau mengamati monitor penampil periode digital agar tidak < 7 detik, sampai kedudukan teratas (*full up*)
- Kemudian naikkan batang kompensasi (*shim*) secara perlahan sambil mengamati DPM atau mengamati monitor penampil periode digital agar tidak < 7 s atau tidak terjadi *prompt jump* yaitu lonjakan daya yang tiba-tiba sehingga reaktor sulit dikendalikan, dan mengamati perubahan tingkat daya (pada meter jangkau lebar).
- Batang kendali terakhir yang dinaikkan adalah batang pengatur (regulating) dan harus perlahan-lahan serta mengamati perubahan tingkat daya (pada meter jangkau lebar dan % daya linier).

- Saat reaktor kritis pada daya tertentu, catat kedudukan masing-masing batang kendali, suhu air dan juga paparan radiasinya.

Operator dapat menaikkan batang-batang kendali dengan cepat tetapi tidak boleh mengakibatkan reaktor *scram*. Pola kenaikan daya atau kenaikan fluks neutron sewaktu *start-up* sebagai fungsi kenaikan batang kendali atau penyisipan reaktivitas akan terlihat seperti pada Gambar 5-6.



Gambar 5-6. Kenaikan fluks neutron sewaktu *start-up* sebagai fungsi kenaikan batang kendali (penyisipan reaktivitas)

Menaikkan pada daya tertentu (operasi pada daya stasioner) dilakukan dengan langkah sebagai berikut:

- Naikkan batang kendali (kompensasi dan atau pengatur) sehingga daya reaktor naik secara perlahan-lahan sehingga mencapai daya yang dikehendaki. Selama menaikkan batang kendali diamati DPM dan penunjuk persen daya. Reaktor dibuat dan dipertahankan kritis pada daya tersebut.
- Catat dalam *log book* semua parameter operasi reaktor secara periodik setiap jam operasi reaktor.
- Bila reaktor operasi kontinu: tiap pergantian shift memeriksa lagi alat-alat keselamatan dan meyakinkan bahwa alat-alat berjalan baik dengan melihat catatan *log book*. Bila terjadi *shut-down*, selidiki asal dahulu, baru boleh di *start-up* lagi sesuai Juklak *Start-up*. Semua kejadian harus ditulis dalam *log book*.
- Lanjutkan operasi sesuai dengan program. Catat dalam *log book* setiap terjadi perubahan kondisi-kondisi operasi dan kejadian lain yang signifikan.

Catatan penting yang harus diperhatikan oleh para petugas yang terlibat dalam pengoperasian reaktor adalah bahwa:

- ✓ Satu petugas radiasi bertugas mencatat paparan radiasi di ruang reaktor secara periodik selama reaktor beroperasi.
- ✓ Dua operator tidak dibenarkan mengubah daya kecuali atas perintah supervisor
- ✓ Supervisor bertugas sebagai penanggung jawab kelancaran keselamatan operasi reaktor
- ✓ Semua personil dilarang makan, minum dan merokok selama berada di dalam ruang reaktor.

5.2.3. Shut-down normal dan darurat

Langkah berikutnya setelah *start-up* dan operasi pada tingkat daya dan tujuan operasi telah tercapai, adalah mematikan reaktor atau *shut-down*. *Shut-down* adalah proses mematikan reaktor dengan cara menyisipkan atau menurunkan batang-batang kendali ke dalam teras reaktor. *Shut-down* dapat dilakukan dengan cara menyisipkan batang-batang kendali sekaligus secara bersamaan. Langkah *shut-down* reaktor secara normal adalah sebagai berikut:

- Turunkan (tekan tombol DN) semua batang kendali sampai posisi terbawah catat waktunya. Atur tombol daya linier sesuai dengan daerah ukurnya.
- Lakukan inspeksi posisi batang kendali tersebut apakah sudah benar-benar pada posisi terbawah
- Kunci pada kontrol OFF
- Penyedia daya OFF
- Amati suhu air tangki reaktor. Bila suhu sudah rendah (sesuai dengan keadaan pada waktu sebelum operasi) sistem pendingin primer dimatikan.
- Sistem pendingin sekunder dan ventilasi dimatikan
- Catat dalam log book kondisi shut-down dari reaktor.

Shut-down darurat dilakukan bila terjadi keadaan luar biasa seperti tingkat radiasi tinggi, kebocoran pendingin dan sebagainya. Supervisor maupun operator mematikan reaktor dengan seketika melalui tombol SCRAM. Walaupun reaktor telah *shut-down*, sistem pendingin reaktor masih harus tetap dihidupkan karena masih ada sisa panas peluruhan yang harus dipindahkan.

Daftar Pustaka

1. Yoshiaki Oka, Katsuo Suzuki, Nuclear Reactor Kinetics and Plant Control, Springer, Tokyo, 2013.
2. Milton S Ash, Nuclear Reactor Kinetics, McGraw-Hill, Book Co. Inc. New York, 1979.
3. IAEA, "Hands-on Training Courses Using Research Reactors and Accelerators", IAEA-TCS-57, ISSN 1018–5518, © IAEA, 2014.
4. Syarip, Aliq Z, Sabilul F. 2018 IOP Conf. Ser.: Mater. Sci. Eng. 300 012038.
5. Böck H. and Zeilinger A., 2003 Practical course on reactor physics and reactor kinetics in Triga reactor, AIAU 89302, ATOMINSTITUTE, VIENNA.
6. A. Abimanyu, S. Syarip, E. Supriyatni, "The development of Kartini reactor data acquisition system to support nuclear training centre (NTC)", Proceedings of Joint International Conference: The 3rd International Conference on Nano Electronics Research and Education (3rd ICNERE) and The 8th International Conference on Electrical, Electronics, Communications, Controls and Informatics System (8th EECCIS). Batu, Indonesia, 2016.
7. TRIGA MARK Instrumentation Maintenance Manual for the Bandung Institute of Technology, Bandung, Indonesia
8. Rancangan Konseptual Sistem Instrumentasi dan Kendali Reaktor Kartini, No. Dok. BD/02/01 Rev.1 (1995)
9. Radiation Monitoring System (RMS II), Eberline
10. User's Manual. PCL-812PG PC-MultiLab Card, (1996)
11. User's Manual, NP-1000 Percent Power Channel, General Atomic

12. Operation and Maintenance Manual, GA-Technologies, Wide-Range Log Power Channel, (1983)
13. Operation Manual, Fire Alarm System merk Model 2PDO-5L, NITTAN, (1994)
14. WIDI SETIAWAN, Peran Sistem Instrumentasi dan Kendali dalam Operasi dan Keselamatan Reaktor Nuklir, Prosiding Pertemuan Ilmiah Nasional Rekayasa Perangkat Nuklir, hal 55-78, ISSN 1693-3346, Serpong, 2007.
15. International Atomic Energy Agency (IAEA). 2016 Safety of Research Reactors, Specific Safety Requirements IAEA-SSR-3.
16. Jonathan Coburn et.al. 2016 Modelling, Calibration, and Verification of a Fission Chamber for ACRR Experimenters, EPJ Web of Conferences 106, 05001 (2016). DOI: 10.1051/epjconf/20161060500
17. Knoll G.F., 2010 Radiation Detection and Measurement (USA: John Wiley & Sons
18. Toyokazu GOTOU. 2006 A Novel Concept of Gamma-Ray Compensation for Neutron Ionization Chamber, Journal of Nuclear Science and Technology, 43:7, 707-713