

DESAIN REAKTOR AIR SUPERKRITIS (*SUPERCRITICAL WATER REACTOR*) MODEL TERAS SILINDER (r,z) MENGGUNAKAN BAHAN BAKAR URANIUM-THORIUM

(Skripsi)

Oleh

IZDIHA ROLINA SOFAA



**FAKULTAS MATEMATIKA DAN ILMU PENGETAHUAN ALAM
UNIVERSITAS LAMPUNG
BANDAR LAMPUNG
2016**

ABSTRAK

DESAIN REAKTOR AIR SUPERKRITIS (*SUPERCRITICAL WATER REACTOR*) MODEL TERAS SILINDER (r,z) MENGGUNAKAN BAHAN BAKAR URANIUM-THORIUM

Oleh

Izdiha Rolina Sofaa

Telah dilakukan penelitian mengenai desain reaktor air superkritis (SCWR) model teras silinder menggunakan bahan bakar Uranium-Thorium. Analisis neutronik dilakukan menggunakan program *System Reactor Atomic Code* (SRAC) yang dikembangkan oleh *Japan Atomic Energy Research Institute* (JAERI). Parameter neutronik yang dianalisis pada penelitian ini meliputi persentase pengayaan bahan bakar, ukuran teras reaktor, dan konfigurasi teras reaktor yang memenuhi standar kekritisan. Analisis dilakukan menggunakan CITATION pada SRAC dengan teras reaktor berbentuk silinder dua dimensi (r,z) pada 1/4 bagian teras. Input pada penelitian ini berupa densitas atom, fraksi volume, dan daya termal. Hasil yang diperoleh berupa faktor multiplikasi dan distribusi rapat daya yang telah dihomogenisasi dan *collapsing* sesuai dengan grup yang telah ditentukan. Bahan bakar yang digunakan pada penelitian ini adalah Uranium-233 dan Thorium-232, *stainless steel* sebagai selongsong, air ringan sebagai moderator dan pendingin. Hasil simulasi menunjukkan desain teras reaktor dengan ukuran baris (r) = 130 cm dan kolom (z) = 180 cm, pengayaan pada *inner fuel* sebesar 1,7805%, dan pada *outer fuel* sebesar 2,5% mempunyai nilai faktor multiplikasi dan distribusi rapat daya yang paling optimal. Desain ini menghasilkan daya termal 3000 MWth, rapat daya maksimal sebesar 199,6577 Watt/cm³, dan nilai k -efektif 1,000008.

Kata kunci: Analisis neutronik, desain inti, rapat daya, SCWR, thorium, uranium.

ABSTRACT

Design of Supercritical Water Reactor (SCWR) with Cell Core Cillynder (r,z) Model using Uranium-Thorium Fuels

By

Izdiha Rolina Sofaa

The research of design of supercritical water reactor (SCWR) with cell core Cillynder (r,z) model using Uranium-Thorium fueled has been done. Neutronic analysis on SCWR by using computer simulation SRAC program were developed by JAERI. Neutronic parameters for reactor critical condition were fuel core enrichment, reactor size, and core configurations. The analysis two dimensional (r,z) are achieved by CITATION. Input programs of this research were atom density, volume fraction, and size reactor as input program. The results of this research were multiplication factors and power density after homogenized and collapsed based on the determined grup. This research used Uranium-233 and Thorium-232 as fuel, Stainless steel as cladding, and light water as moderator and coolant. The results has optimal multiplication factors and power density distributions on core design with size $r=130$ cm, $z=180$ cm, inner fuel enrichment=1,7805% and outer fuel enrichment=2,5%. The reactor has 3000 MWth thermal power, 199,6577 Watt/cc maximum power density, and 1,000008 k-eff.

Keywords: Neutronic analysis, core design, power density, SCWR, thorium, uranium.

DESAIN REAKTOR AIR SUPERKRITIS (*SUPERCRITICAL WATER REACTOR*) MODEL TERAS SILINDER (r,z) MENGGUNAKAN BAHAN BAKAR URANIUM-THORIUM

Oleh

IZDIHA ROLINA SOFAA

Skripsi

Sebagai Salah Satu Syarat untuk Mencapai Gelar
SARJANA SAINS

Pada

Jurusan Fisika
Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam



FAKULTAS MATEMATIKA DAN ILMU PENGETAHUAN ALAM
UNIVERSITAS LAMPUNG
BANDAR LAMPUNG
2016

**Judul Skripsi : DESAIN REAKTOR AIR SUPERKRITIS
(SUPERCRITICAL WATER REACTOR)
MODEL TERAS SILINDER (r, z)
MENGUNAKAN BAHAN BAKAR
URANIUM-THORIUM**

Nama Mahasiswa : Izdiha Rolina Sofaa

Nomor Pokok Mahasiswa : 1217041022

Jurusan : Fisika

Fakultas : Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam



MENYETUJUI

1. Pembimbing

Dr. Yanti Yulianti, S.Si, M.Si

NIP. 19751219 200012 2 003

2. Ketua Jurusan Fisika

Dr. Yanti Yulianti, S.Si, M.Si

NIP. 19751219 200012 2 003

MENGESAHKAN

1. Tim Penguji

Ketua

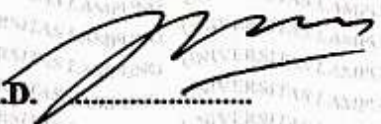
: Dr. Yanti Yulianti, S.Si., M.Si.



Penguji

Bukan Pembimbing

: Prof. Posman Manurung, Ph.D.



Dekan, Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam

Prof. Warsito, S.Si., DEA., Ph.D.

NIP. 19710212199512 1 001

Tanggal Lulus Ujian Skripsi : 19 Agustus 2016

PERYATAAN

Dengan ini saya menyatakan bahwa dalam skripsi ini tidak terdapat karya yang pernah dilakukan oleh orang lain, kecuali yang secara tertulis disebut dalam daftar pustaka. Selain itu saya menyatakan pula bahwa skripsi ini dibuat oleh saya sendiri.

Apabila pernyataan saya ini tidak benar maka saya bersedia dikenai sanksi sesuai dengan hukum yang berlaku.

Bandar Lampung, Agustus 2016



Izdiha Rolina Sofaa
NPM. 1217041022

RIWAYAT HIDUP



Penulis dilahirkan di Desa Sidomulyo, Kecamatan Sidomulyo, Kabupaten Lampung Selatan pada tanggal 4 Mei 1995. Anak ketiga dari pasangan Bapak Purwoto, BA., dan Ibu Sumarni. Penulis menyelesaikan pendidikan di SD Negeri 3 Sidomulyo tahun 2006, SMP Negeri 1 Sidomulyo tahun 2009, dan SMA Negeri 1 Kalianda tahun 2012.

Selanjutnya pada tahun 2012 penulis diterima sebagai mahasiswa Jurusan Fisika Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam melalui jalur Seleksi Nasional Masuk Perguruan Tinggi Negeri (SNMPTN) Tertulis. Selama menjadi mahasiswa, penulis aktif di beberapa organisasi kampus diantaranya Himpunan Mahasiswa Fisika (HIMAFI) Universitas Lampung periode 2012-2015, UKMF Rohani Islam (ROIS) Fakultas MIPA Universitas Lampung periode 2012-2015, Badan Eksekutif Mahasiswa (BEM) Fakultas MIPA Universitas Lampung periode 2012-2016, UKM BIROHMAH Universitas Lampung periode 2012-2014, Forum Silaturahmi Lembaga Dakwah Kampus (FSLDK) Lampung periode 2013-2014, Garuda Keadilan (GK) Lampung periode 2012-2016.

Penulis melakukan Praktik Kerja Lapangan (PKL) di PT Semen Batu Raja *site* Panjang Bandar Lampung dengan judul “Analisis Pengaruh Kehalusan Semen

OPC dan PCC terhadap Uji Kuat Tekan Mortar dengan Metode *Blaine*".
Kemudian penulis melakukan penelitian "Desain Reaktor Air Superkritis
(*Supercritical Water Ractor*) Model Teras Silinder (r,z) menggunakan Bahan
Bakar Uranium-Thorium" sebagai tugas akhir di Jurusan Fisika Fakultas
Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam UNILA.

MOTTO

“Hai orang-orang yang beriman, jika kamu menolong agama Allah, niscaya Dia akan menolongmu dan meneguhkan kedudukanmu” (QS. Muhammad:7)

“Istiqomah Tanpa Batas”

“Tak perlu bersikeras menjelaskan siapa dirimu, karena orang yang mencintaimu tak membutuhkan itu, dan orang yang membencimu tak akan percaya itu” (Ali Bin Abi Thalib)

“Terus Semangat Lewati Hari. Teruslah Berbuat Baik Tanpa Tapi”

Aku persembahkan karya kecilku ini kepada

Umi dan Abi, yang selalu mendo'akanku, mengasihiku,
mendukungku, menyemangatiku, dan sebagai motivator
terbesar dalam hidupku

Kakak-kakak dan adik-adik serta keluarga besar yang
menjadi penyemangatku

Teman-teman Seperjuanganku Fisika FMIPA UNILA
Angkatan 2012

Almamater Tercinta.

KATA PENGANTAR

Alhamdulillahirabbil'alamin, segala puji milik Allah SWT, yang telah memberikan rahmat dan karunia-Nya sehingga penulis dapat menyelesaikan skripsi yang berjudul **“DESAIN REAKTOR AIR SUPERKRITIS (*SUPERCRITICAL WATER REACTOR* MODEL TERAS SILINDER (*r,z*) MENGGUNAKAN BAHAN BAKAR URANIUM-THORIUM”**. Adapun tujuan utama penulisan skripsi ini adalah sebagai salah satu persyaratan untuk mendapatkan gelar S1 dan melatih mahasiswa untuk berpikir cerdas dan kreatif dalam menulis karya ilmiah.

Penulis menyadari penyusunan dan penulisan skripsi ini masih terdapat banyak kekurangan. Oleh karena itu, kritik dan saran yang bersifat membangun sangat diperlukan untuk memperbaiki dan menyempurnakan skripsi ini. Semoga skripsi ini bermanfaat bagi pengetahuan mahasiswa pada khususnya dan masyarakat pada umumnya, Aamiin.

Bandar Lampung, Agustus 2016
Penulis,

Izdiha Rolina Sofaa

SANWACANA

Puji syukur penulis panjatkan kehadiran Allah Yang Maha Esa, karena atas kuasanya penulis masih diberikan kesempatan untuk mengucapkan terima kasih kepada pihak yang telah banyak membantu dalam penyelesaian penelitian dan skripsi ini, terutama kepada:

1. Ibu Dr. Yanti Yulianti, S.Si., M.Si., sebagai pembimbing I serta ketua jurusan fisika FMIPA Unila yang telah memberikan dedikasi, bimbingan dan arahan yang mendukung dari awal sampai akhir penulisan.
2. Bapak Prof. Posman Manurung, M.Si., Ph.D., sebagai penguji yang telah mengoreksi kekurangan, memberi kritik dan saran selama penulisan skripsi.
3. Kedua orang tuaku Bapak Purwoto dan Ibu Sumarni yang telah mencurahkan cinta kasih dalam membesarkan, mendidik dan mendukungku pada setiap aktivitas positifku. Serta kakak-kakak dan adik-adikku yang telah menyayangiku. Terimakasih
4. Bapak Prof. Warsito, S.Si., DEA., Ph.D., sebagai Pembimbing Akademik, yang telah memberikan bimbingan serta nasehat dari awal perkuliahan sampai menyelesaikan tugas akhir.
5. Para dosen serta karyawan di Jurusan Fisika, Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam, Universitas Lampung.

6. Sahabatku Alfi Hamidah, Fatia Ulfah, Nurqori Setiawati dan Jayanti Pusvitasari yang selalu menyemangati dan mendukungku.
7. Teman–teman satu tim penelitian Arizka Antartika Putri, Wulan Kartika Wati, dan Sri Aknes Simanjuntak yang telah kebersamai selama berjuang.
8. Teman–teman seperjuangan angkatan 2012 yang selama ini telah memberikan bantuan dan semangat.
9. Kakak-kakak tingkat serta adik-adik tingkat dan semua teman-teman. Semoga Allah melimpahkan rahmat dan karunianya kepada kita semua. Aamiin.
10. Sahabat-sahabatku Pimpinan ROIS FMIPA UNILA, BEM FMIPA UNILA, GK Lampung. *Ana uhibbukumfillaah.*
11. Seluruh pihak yang turut serta membantu, yang tidak dapat disebutkan namanya satu persatu.

Bandar Lampung, Agustus 2016

Penulis

Izdiha Rolina Sofaa

DAFTAR ISI

	Halaman
ABSTRAK	i
ABSTRACT	ii
HALAMAN JUDUL	iii
HALAMAN PERSETUJUAN	iv
HALAMAN PENGESAHAN	v
HALAMAN PERNYATAAN	vi
RIWAYAT HIDUP	vii
MOTTO	ix
PERSEMBAHAN	x
KATA PENGANTAR	xi
SANWACANA	xii
DAFTAR ISI	xiv
DAFTAR GAMBAR	xvi
DAFTAR TABEL	xviii
I. PENDAHULUAN	
A. Latar Belakang	1
B. Rumusan Masalah	5

C. Batasan Masalah.....	5
D. Tujuan Penelitian.....	5
E. Manfaat Penelitian.....	6

II. TINJAUAN PUSTAKA

A. Sejarah dan Perkembangan Reaktor Nuklir	7
B. Reaktor Nuklir.....	11
C. Konsep Dasar Reaktor Nuklir	12
D. Daur Hidup Neutron.....	14
E. Komponen Dasar Reaktor Nuklir.....	15
F. Reaktor SCWR.....	18
G. Konsep Reaktor SCWR dibeberapa Negara.....	20
H. Bahan Bakar Reaktor	21
I. Persamaan Difusi.....	23
J. SRAC	27

III. METODE PENELITIAN

A. Waktu dan Tempat Penelitian	32
B. Alat dan Bahan Penelitian	32
C. Prosedur Penelitian.....	32
D. Diagram Alir Penelitian	39

IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

A. Perhitungan Fraksi Volume.....	45
B. Penghitungan Densitas Atom	46
C. Konfigurasi Desain Teras Reaktor	47
D. Desain Reaktor Ideal	59

V. KESIMPULAN

DAFTAR PUSTAKA

LAMPIRAN

DAFTAR GAMBAR

Gambar 1. Reaksi fisi.....	12
Gambar 2. Rantai reaksi nuklida thorium	14
Gambar 3. Siklus daur hidup neutron pada reaktor termal	15
Gambar 4. Skematik reaktor jenis SCWR.....	19
Gambar 5. Struktur SRAC	29
Gambar 6. <i>Input</i> SRAC	31
Gambar 7. Model geometri untuk 2-D silinder (r,z)	33
Gambar 8. Diagram alir penelitian.....	39
Gambar 9. Struktur sistem kerja pada SRAC	41
Gambar 10. <i>Input</i> SRAC pada bagian “ <i>set by user</i> ”	42
Gambar 11. <i>Input</i> SRAC pada bagian “ <i>mkdir for PDS</i> ”	43
Gambar 12. <i>Input</i> SRAC pada bagian “ <i>File Allocation</i> ”	45
Gambar 13. Desain geometri teras reaktor 2-D silinder (r,z) dengan <i>mesh</i> 26 x 36..	49
Gambar 14. Pengaruh pengayaan bahan bakar U-233 terhadap nilai k -efektif dengan pengayaan <i>inner fuel</i> 1-5%, pengayaan <i>outer fuel</i> 2,5%	51

Gambar 15. Pengaruh besar ukuran kolom (z) terhadap nilai k -efektif dengan
besar ukuran kolom (z) 110-200 cm, pengayaan *inner fuel* 2%,
dan pengayaan *outer fuel* 2,5% 54

Gambar 16. Rapat daya relatif pada baris (r) dengan jumlah *mesh* 26,
pengayaan *inner fuel* 1,7805%, dan pengayaan *outer fuel* 2,5% 56

Gambar 17. Rapat daya relatif pada kolom (z) dengan jumlah *mesh* 36, pengayaan
inner fuel 1,7805%, dan pengayaan *outer fuel* 2,5% 58

DAFTAR TABEL

Tabel 1. Parameter dan karakteristik teras reaktor Gen-IV.....	10
Tabel 2. Karakteristik SCWR	45
Tabel 3. Radius bahan bakar, selongsong dan moderator	46
Tabel 4. Densitas atom moderator dan selongsong.....	47
Tabel 5. Karakteristik teras SCWR	48
Tabel 6. Densitas atom pada pengayaan bahan bakar U-233 pada <i>inner fuel</i>	50
Tabel 7. Nilai k -efektif pada pengayaan bahan bakar U-233	51
Tabel 8. Besar ukuran kolom (z) pada teras reaktor.....	53
Tabel 9. Rapat daya relatif baris (r) pada pengayaan <i>inner fuel</i> 1,7805%, pengayaan <i>outer fuel</i> 2,5%, ukuran baris (r) 130 cm, ukuran kolom (z) 180 cm, dan daya termal 3000 MWth	55
Tabel 10. Rapat daya relatif kolom (z) pada pengayaan <i>inner fuel</i> 1,7805%, pengayaan <i>outer fuel</i> 2,5%, ukuran baris (r) 130 cm, ukuran kolom (z) 180 cm, dan daya termal 3000 MWth.....	57

I. PENDAHULUAN

A. Latar Belakang

Permintaan akan kebutuhan energi yang semakin meningkat seiring dengan pertambahan jumlah penduduk. Menurut proyeksi Badan Energi Dunia (International Energy Agency-IEA), hingga tahun 2030 permintaan energi dunia meningkat 45% atau rata-rata meningkat 1,6% per tahun, sedangkan kebutuhan energi di Indonesia naik sebesar 6% per tahun. Sebagian besar atau sekitar 80% kebutuhan energi dunia tersebut dipasok dari bahan bakar fosil (ESDM, 2016).

Bahan bakar fosil merupakan sumber energi tidak terbarukan, sedangkan sumber energi terbarukan seperti angin, gelombang pasang surut, matahari, air, panas bumi hanya akan mampu mensuplai sekitar 20% kebutuhan energi (Duffey, 1999). Selain itu, perubahan iklim yang terjadi sudah memasuki tahap mengkhawatirkan. Penggunaan bahan bakar fosil telah menyumbang 33% karbon di atmosfer per tahun yang berdampak pada efek pemanasan global (Ashby dan Smidman, 2010).

Salah satu energi alternatif terhadap masalah yang disebabkan oleh semakin berkurangnya sumber energi fosil serta dampak lingkungan yang ditimbulkannya adalah energi nuklir. Energi nuklir merupakan energi bersih dan efisien guna menekan emisi gas karbon. Secara umum, energi nuklir dapat dihasilkan melalui

dua mekanisme, yaitu pembelahan inti atau reaksi fisi dan penggabungan beberapa inti melalui reaksi fusi (Duderstadt dan Hamilton, 1976). Adapun reaksi fisi atau pembelahan inti merupakan mekanisme yang banyak digunakan untuk menghasilkan energi nuklir melalui sebuah reaktor.

Konsep dasar dari sebuah reaktor adalah reaksi fisi dari suatu material, material tersebut berupa material fisil dan material fertil. Material fisil merupakan material yang akan mengalami pembelahan ketika ditembak oleh sebuah neutron, sedangkan material fertil merupakan material yang akan menangkap neutron dan melalui peluruhan radioaktif akan berubah menjadi material fisil.

Bahan bakar yang digunakan pada penelitian ini yaitu Uranium-233 yang secara alami bersifat fisil dan Thorium-232 yang merupakan material fertil (Lewis, 2008). Penggunaan thorium sebagai bahan bakar nuklir lebih murah, lebih ramah lingkungan dan lebih aman. Thorium lebih murah karena jumlah kelimpahannya yang banyak dibanding uranium. Bahan bakar thorium lebih ramah lingkungan karena mengurangi emisi gas CO₂ dari sektor energi listrik (Wilson et al., 2008).

Laju reaksi fisi yang terjadi di dalam reaktor harus dikendalikan agar perubahan jumlah neutron dapat dibatasi sehingga hanya terdapat satu neutron yang akan diserap pada pembelahan inti berikutnya. Dengan mekanisme tersebut, diperoleh reaksi berantai yang terkendali sehingga dapat terjamin keamanannya dan energi yang dihasilkan dapat dimanfaatkan sesuai dengan kebutuhan (Zweifel, 1973). Secara umum, perubahan jumlah neutron akibat reaksi fisi dapat dirumuskan dengan faktor multiplikasi (k_{eff}). Faktor multiplikasi menggambarkan tingkat

kestabilan reaksi fisi berantai di dalam teras reaktor, dimana keadaan stabil (kritis) dicapai jika nilai $k_{eff}=1$ (Stacey, 2001).

Perkembangan mengenai reaktor sangat luas seiring dengan peningkatan kebutuhan energi. Perkembangan ini dimaksudkan untuk menghasilkan reaktor nuklir modern dengan sistem keamanan yang tinggi dan juga memasok energi termal untuk industri. Reaktor modern dibuat lebih kompleks, tidak hanya bahan bakar yang dibuat dengan sangat hati-hati, akan tetapi juga menyediakan pendingin (*coolant*) selama berlangsungnya reaksi fisi dan pelepasan energi.

Reaktor generasi IV merupakan salah satu jenis reaktor modern, oleh karena itu PLTN generasi IV tidak lagi disebut sebagai PLTN tetapi Sistem Energi Nuklir (SEN). Terdapat enam tipe reaktor generasi IV yaitu Reaktor Cepat dengan Pendingin Gas (*Gas Cooled Fast Reactor*) (GFR), Reaktor Cepat dengan Pendingin Metal Cair (*Lead Cooled Fast Reactor*) (LFR), Reaktor Garam Cair (*Molten Salt Reactor*) (MSR), Reaktor dengan Pendingin Sodium (*Sodium Cooled Fast Reactor*) (SFR), Reaktor Air Superkritis (*Supercritical Water Cooled Reactor*) (SCWR), Reaktor Temperatur Sangat Tinggi (*Very High Temperature Reactor*) (VHTR) (Duderstadt dan Hamilton, 1976).

Salah satu jenis reaktor generasi IV yang banyak dikembangkan adalah *Supercritical Water Reactor* (SCWR) karena memiliki tingkat efisiensi termal yang tinggi (Ammirabile, 2010). Menurut Tsiklauri, et al. (2004) pembangunan yang cukup sederhana, ukuran fisik yang lebih kecil namun mampu menghasilkan energi yang besar, sehingga SCWR juga memberikan potensi penghematan dalam hal biaya.

Adapun reaktor jenis SCWR merupakan reaktor air yang bekerja diatas titik kritis air, yang beroperasi pada tekanan 25 MPa menggunakan air sebagai pendingin dan moderator dengan titik kritis air sebesar 22,1 MPa (Oka, et al., 2003). Desain SCWR lebih difokuskan untuk memperoleh efisiensi termal yang tinggi dengan konfigurasi sistem yang sederhana. Tantangan yang dihadapi peneliti pada proses desain reaktor jenis SCWR adalah mengembangkan desain inti yang layak dan akurat dengan memperkirakan koefisien perpindahan panas, dan mengembangkan bahan-bahan untuk struktur bahan bakar dan inti yang cukup tahan akan korosi untuk mempertahankan keadaan kritisnya (World Nuclear, 2016).

Dalam perancangan desain reaktor, diperlukan analisis yang komprehensif salah satunya yaitu analisis neutronik yang meliputi penentuan pengayaan bahan bakar, ukuran teras reaktor, konfigurasi teras reaktor yang memenuhi standar kekritisian. Serangkaian perhitungan neutronik diperlukan untuk mengetahui informasi mengenai persediaan dan fraksi fisil yang dibutuhkan, distribusi fluks neutron dan distribusi daya pada teras reaktor. Analisis neutronik diawali dengan penyelesaian persamaan difusi untuk memperoleh gambaran distribusi neutron, faktor multiplikasi dan distribusi daya di dalam reaktor.

Penelitian ini bertujuan untuk mengetahui karakteristik neutronik teras reaktor SCWR dengan model teras silinder (r,z) terhadap nilai faktor multiplikasi dan distribusi rapat daya pada teras reaktor. Analisis neutronik dilakukan dengan menggunakan program *System Reactor Atomic Code* (SRAC) yang dikembangkan oleh *Japan Atomic Energy Research Institute* (JAERI) pada tahun 1978. Program ini dapat membantu dalam mendesain dan menganalisa reaktor,

khususnya reaktor termal. Program ini digunakan sebagai sistem kode neutronik untuk mensimulasikan perilaku nuklir di dalam teras reaktor (Okumura, 2006).

B. Rumusan Masalah

Rumusan masalah pada penelitian ini adalah sebagai berikut.

1. Bagaimanakah persentase komposisi bahan bakar yang tepat pada reaktor jenis SCWR model teras silinder (r,z) ?
2. Bagaimanakah ukuran fraksi volume dan densitas atom yang tepat pada reaktor jenis SCWR model teras silinder (r,z) ?
3. Bagaimanakah ukuran yang efisien untuk jenis SCWR model teras silinder (r,z) ?
4. Bagaimanakah pengaruh persentase pengayaan bahan bakar terhadap harga k-efektif?
5. Bagaimanakah konfigurasi desain teras reaktor yang ideal untuk jenis SCWR model teras silinder (r,z) ?

C. Batasan Masalah

Batasan masalah pada penelitian ini adalah sebagai berikut.

1. Desain reaktor yang akan dibuat adalah reaktor termal jenis reaktor SCWR model teras silinder (r,z) .
2. Bahan bakar yang digunakan adalah Uranium-233 dan Thorium-232.
3. Penghitungan pada teras reaktor (*core*) dilakukan secara 2 dimensi (r,z) pada 1/4 bagian teras silinder.

D. Tujuan Penelitian

Tujuan pada penelitian ini adalah sebagai berikut.

1. Membuat desain sebuah reaktor SCWR model teras silinder menggunakan bahan bakar Uranium-233 dan Thorium-232.
2. Menentukan persentase pengayaan bahan bakar Uranium-233 dan Thorium-232.
3. Menentukan ukuran teras silinder pada reaktor SCWR.
4. Menentukan konfigurasi desain teras reaktor yang memenuhi kriteria kekritisan dan menghasilkan energi secara maksimal.

E. Manfaat Penelitian

Manfaat dari penelitian ini adalah sebagai berikut.

1. Mendukung perkembangan penelitian di bidang reaktor nuklir.
2. Memberikan kontribusi dalam masalah alternatif energi bersih.
3. Memberikan informasi ilmiah mengenai desain reaktor nuklir yang memiliki efisien tinggi dan memenuhi standar kekritisan.

II. TINJAUAN PUSTAKA

A. Sejarah dan Perkembangan Reaktor Nuklir

Teknologi nuklir pertama kali dikembangkan pada tahun 1940-an, dan selama perang dunia kedua sampai tahun 1945. Pada awalnya penelitian difokuskan untuk memproduksi bom dengan memisahkan atom isotop tertentu, baik uranium atau plutonium. Pada tahun 1950, penelitian mulai beralih untuk tujuan damai, terutama untuk pembangkit listrik (World Nuclear, 2016).

Dewasa ini, dunia menghasilkan lebih banyak listrik dari energi nuklir seperti yang terjadi dari semua sumber gabungan di tahun-tahun awal tenaga nuklir. Tenaga nuklir sipil menyediakan hampir 11,5% dari kebutuhan listrik global dari reaktor di 31 negara. Bahkan melalui grid daerah, banyak negara-negara yang bergantung pada tenaga nuklir yang dihasilkan. Beberapa negara juga telah membangun reaktor riset untuk menyediakan sumber batang neutron untuk penelitian ilmiah dan produksi isotop medis dan industri. Saat ini, hanya delapan negara diketahui memiliki kemampuan senjata nuklir, 31 negara memiliki 440 reaktor nuklir komersial dengan total kapasitas terpasang lebih dari 380.000 MWth. Hal ini lebih dari tiga kali total kapasitas pembangkit listrik dari Perancis atau Jerman dari semua sumber energi. Sekitar 65 reaktor nuklir sedang dibangun, sementara lebih dari 150 tegas direncanakan (World Nuclear, 2016).

Perkembangan reaktor nuklir terjadi beberapa generasi. Reaktor generasi I dikembangkan pada tahun 1950-1960. Sebagian besar reaktor generasi I ini menggunakan uranium alam sebagai bahan bakar dan grafit sebagai moderator. Reaktor generasi II menggunakan bahan bakar uranium yang telah diperkaya dan sebagian besar didinginkan serta dimoderatori oleh air. Reaktor generasi III adalah reaktor lanjutan dari beberapa reaktor generasi I yang beroperasi di Jepang dan perkembangan dari reaktor generasi II (World Nuclear, 2016).

Reaktor generasi IV berbeda dengan reaktor I, II dan III karena reaktor ini dirancang tidak hanya untuk memasok daya listrik, akan tetapi juga untuk memasok energi termal. Reaktor generasi IV beroperasi pada suhu yang lebih tinggi dibandingkan reaktor yang ada sekarang, bahkan beberapa desain ditujukan untuk produksi hidrogen (Ariani, 2010) sebagai jalur alternatif untuk bahan bakar fosil saat ini. Dari segi ekonomi, hidrogen dipertimbangkan karena hidrogen akan memainkan peran utama dalam sistem energi untuk semua sektor ekonomi sebagai peralihan bahan bakar fosil. Hidrogen sebagai pembawa energi dapat disimpan dalam jumlah besar, dan dikonversi menjadi listrik dalam sel bahan bakar, hanya panas dan air sebagai produk. Hal ini juga sesuai dengan turbin pembakaran dan mesin *reciprocating* untuk menghasilkan listrik dengan mendekati nol-emisi polutan (IAEA, 2007).

Selanjutnya, hidrogen dapat diperoleh dari berbagai sumber energi primer yang terdapat di dalam negeri disebagian besar negara, sehingga hidrogen bisa meningkatkan keamanan pasokan energi dan kualitas lingkungan global. Produksi hidrogen di seluruh dunia saat ini adalah sekitar 50 juta ton per tahun. Meskipun

saat ini penggunaan hidrogen dalam sistem energi sangat terbatas, penggunaan di masa depan akan menjadi besar terutama jika kendaraan sel bahan bakar akan digunakan pada skala komersial besar. Saat ini, hidrogen digunakan dalam jumlah terbatas, dan terutama di kilang minyak dan industri kimia. Namun, hidrogen adalah energi yang menarik yang mungkin memainkan peran utama dalam sistem energi untuk berbagai sektor ekonomi dalam jangka panjang. Dalam jangka menengah, aplikasi hidrogen yang paling menjanjikan yaitu dalam memproduksi bahan bakar sintesis sebagai pengganti bensin dalam bidang transportasi (IAEA, 2007).

Reaktor generasi IV diharapkan merepresentasikan keunggulan dalam meningkatkan keselamatan reaktor nuklir, meningkatkan resistensi terhadap poliferasi, mengurangi limbah dan penggunaan sumber daya alam, serta untuk mengurangi biaya dalam pembangunan dan pengoperasian reaktor (Bassi, 2008). Pada reaktor generasi IV, terdapat enam tipe reaktor yaitu : Reaktor Cepat dengan Pendingin Gas (*Gas Cooled Fast Reactor*) (GFR), Reaktor Cepat dengan Pendingin Metal Cair (*Lead Cooled Fast Reactor*) (LFR), Reaktor Garam Cair (*Molten Salt Reactor*) (MSR), Reaktor dengan Pendingin Sodium (*Sodium Cooled Fast Reactor*) (SFR), Reaktor Air Superkritis (*Supercritical Water Cooled Reactor*) (SCWR), Reaktor Temperatur Sangat Tinggi (*Very High Temperature Reactor*) (VHTR) (Duderstadt dan Hamilton, 1976). Berikut ini merupakan parameter dan karakteristik teras reaktor generasi IV yang dapat dilihat pada Tabel 1.

Tabel 1. Parameter dan karakteristik teras reaktor reaktor Gen-IV (Michael, 2005).

Parameter	GFR	LFR	SFR	VHTR	SCWR	MSR
Daya (MWth)	1500-3000	125-3000	400-4000	600	4000	2500
Densitas Daya (kW/l)	100	100	300	4-5	70	20 (2/3 fuel is ex-core)
Pengayaan (%)	16 (Pu)	15 (Pu)	16 (Pu)	8	6.3	3.3
Daya Spesifik (KWth/Kg)	38	30	80	100	30	30
Bahan Bakar	UC-SiC (U-TRU)	U-Zr atau UN (U-TRU)	U-Zr atau UO ₂ (UTR U)	Triso partikel (UO ₂ , UC0.5O1.5)	UO ₂	UF ₆ dalam larutan garam
Pendingin Primer, Tout (°C)	He (600-850)	Pb (500-800) Pb-Bi (500-550)	Na (510-550)	He (1000)	H ₂ O Super Kritis (450-500)	Garam cair
Moderator	Tidak ada	Tidak ada	Tidak ada	Carbon / Grafit	H ₂ O	Carbon / Grafit
Spektrum Neutron	Cepat (<i>Fast</i>)	Cepat (<i>Fast</i>)	Cepat (<i>Fast</i>)	Termal	Termal	Termal/e pitermal
Tekanan kerja	Tinggi	Rendah	Rendah	Tinggi	Sangat Tinggi	Rendah
Siklus Bahan Bakar	Tertutup (<i>insitu</i>)	Tertutup (<i>regional</i>)	Tertutup	Terbuka	Terbuka	Tertutup (<i>insitu</i>)
Keluaran	Listrik & produksi Hidrogen	Listrik & produksi hidrogen	Listrik	Listrik & produksi Hidrogen	Listrik	Listrik & produksi Hidrogen

B. Reaktor Nuklir

Istilah reaktor nuklir digunakan untuk perangkat yang berfungsi mengontrol terjadinya reaksi fisi. Pada reaktor ini berlangsung reaksi fisi berantai terkendali dan kontinu untuk menghasilkan energi nuklir, radioisotop dan nuklida baru (Duderstadt dan Hamilton, 1976). Terkendali yang dimaksud dalam hal ini adalah jumlah reaksi fisi dapat dinaik-turunkan sesuai dengan kebutuhan energi. Sedangkan reaksi fisi kontinu harus terjadi dalam uranium alam, yang mengandung bahan fisil U-235 (0,7%). Neutron dalam reaktor nuklir digunakan untuk menginduksi terjadinya reaksi fisi inti. Reaksi fisi ini nantinya akan menghasilkan inti ringan, neutron dan energi sebesar 200 MeV.

Prinsip kerja reaktor nuklir mirip dengan pembangkit listrik konvensional. Perbedaan utamanya terletak pada sumber energi dan jenis bahan bakar. Sumber energi pada pembangkit listrik konvensional berasal dari proses pembakaran secara kimia bahan bakar fosil, sedangkan sumber energi reaktor nuklir berasal dari reaksi fisi nuklir pada material-material fisil (Deuderstadt dan Hamilton, 1976). Energi yang dilepaskan dari reaksi fisi yang berkesinambungan dari atom bahan bakar yang dimanfaatkan sebagai panas dalam baik gas atau air, dan digunakan untuk menghasilkan uap. Uap digunakan untuk menggerakkan turbin yang menghasilkan listrik (World nuclear, 2016).

Berdasarkan energi yang digunakan untuk mempertahankan reaksi fisi berantai, reaktor nuklir dibagi menjadi dua macam yaitu:

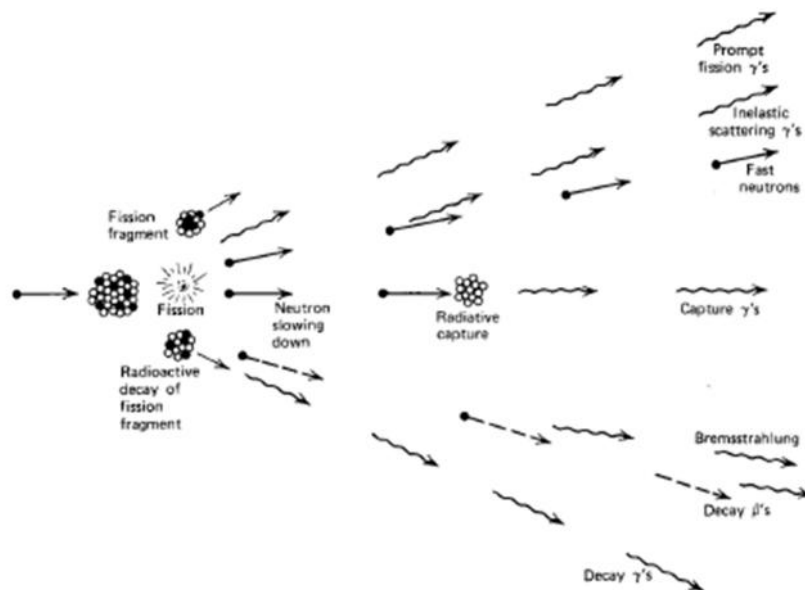
1. Reaktor lambat (*thermal*) yaitu reaktor yang di dalamnya terjadi reaksi fisi dengan didominasi oleh neutron lambat. Hal ini ditandai oleh adanya

moderator yang digunakan untuk menurunkan kecepatan neutron dan menurunkan energi kinetiknya.

2. Reaktor cepat (*fast*) yaitu reaktor yang di dalamnya terjadi reaksi fisi dengan didominasi oleh neutron cepat. Hal ini ditandai dengan adanya pengurangan bahan moderator (Duderstadt dan Hamilton, 1976).

C. Konsep Dasar Reaktor Nuklir

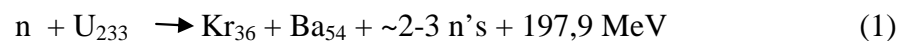
Teknologi nuklir menggunakan energi yang dilepaskan dengan memisahkan atom dari unsur-unsur tertentu (World Nuclear, 2016). Secara umum, energi nuklir dapat dihasilkan melalui dua macam mekanisme yaitu pembelahan inti (reaksi fisi) dan penggabungan beberapa inti (reaksi fusi) (Duderstadt dan Hamilton, 1976). Konsep dasar dari sebuah reaktor adalah reaksi fisi dari sebuah material. Ketika sebuah inti ditembakkan oleh sebuah neutron dengan presentase tertentu, inti akan mengalami pembelahan (fisi) (Zweifel, 1973). Reaksi fisi dapat dilihat pada Gambar 1.



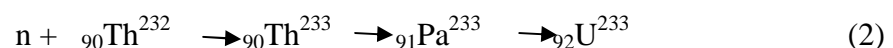
Gambar 1. Reaksi fisi (Duderstadt, 1976).

Sebuah inti berat yang ditumbuk oleh partikel (neutron) dapat membelah menjadi dua inti yang lebih ringan dan beberapa partikel lain. Mekanisme ini disebut pembelahan inti (fisi nuklir) (Kidd, 2009). Contoh reaksi fisi adalah inti uranium yang ditumbuk oleh neutron. Saat sebuah inti ditembakkan oleh sebuah neutron dengan presentasi tertentu, inti akan mengalami pembelahan atau reaksi fisi (Zweifel, 1973).

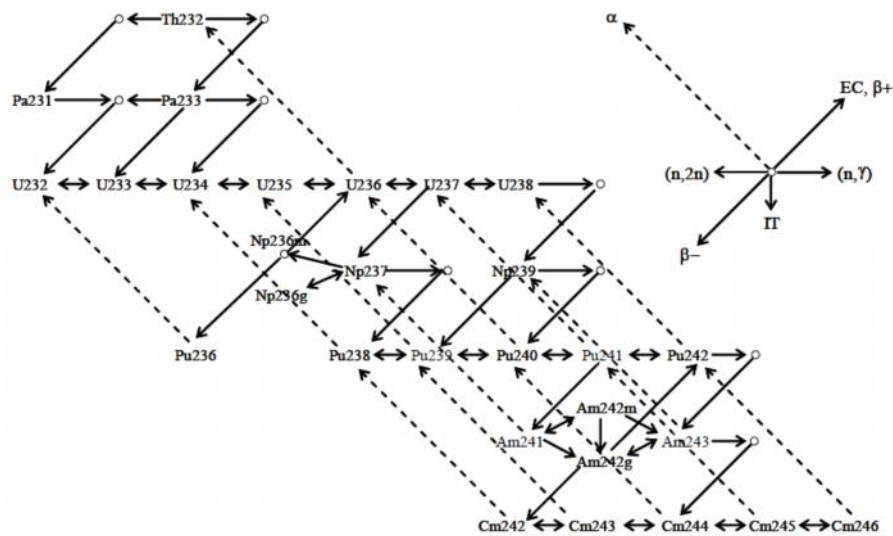
Berikut salah satu contoh reaksi fisi dari uranium dapat dilihat pada persamaan (1).



Sedangkan untuk Thorium-232 yang bersifat fertil, maka Thorium-232 akan terlebih dahulu menyerap neutron lambat yang akan menghasilkan Uranium-233 bersifat fisil yang kemudian akan membelah ketika ditembak oleh neutron. Bentuk reaksi dari Thorium-232 menjadi Uranium-233 dapat dilihat pada persamaan (2).



Reaksi fisi uranium seperti di atas menghasilkan neutron. Neutron yang dihasilkan dapat menumbuk kembali inti uranium untuk membentuk reaksi fisi selanjutnya. Mekanisme ini terus terjadi dalam waktu yang sangat cepat hingga membentuk reaksi berantai tak terkendali. Akibatnya terjadi pelepasan energi yang besar secara singkat. Reaksi fisi berantai dari Thorium-232 hingga menghasilkan Uranium-233 dan hasil fisi yang lain dapat dilihat pada Gambar 2.

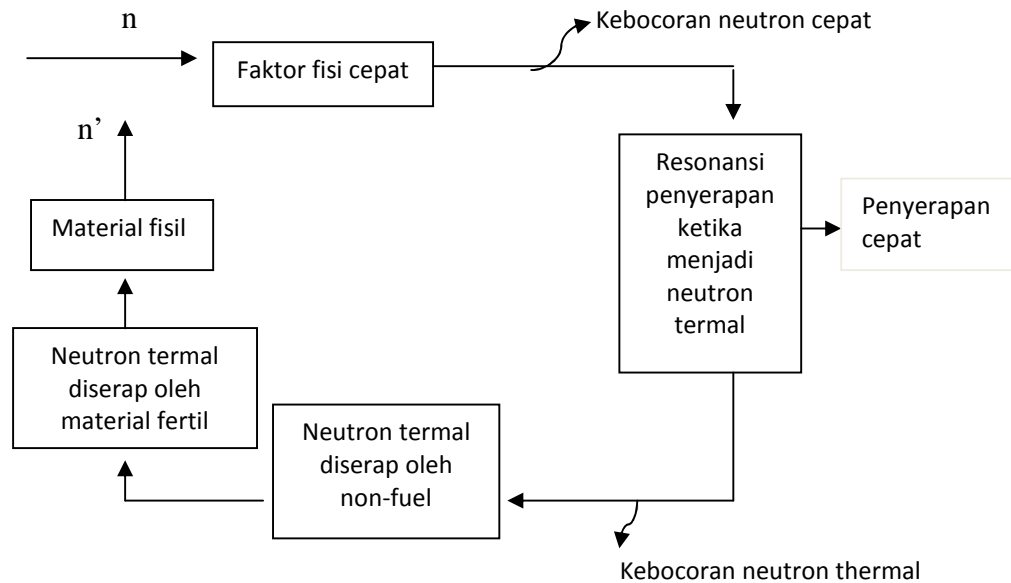


Gambar 2. Rantai Reaksi Nuklida Thorium (Okumura, 2002)

Pelepasan energi yang dihasilkan melalui reaksi fisi berantai dapat dimanfaatkan sebagai pembangkit listrik apabila reaksi fisi berantai ini terkendali (Zweifel, 1973).

D. Daur Hidup Neutron

Dalam reaktor nuklir, sebuah neutron tunggal untuk setiap peristiwa fisi diperlukan untuk mempertahankan reaksi, yaitu untuk menyebabkan acara fisi lain. Namun, karena banyak reaksi fisi yang melepaskan lebih dari satu neutron, memungkinkan neutron lain untuk menyebabkan reaksi fisi, seperti di pembangkit listrik tenaga nuklir konvensional dan juga senjata nuklir. Neutron yang dihasilkan juga diserap oleh material fertil, yang menyebabkan material tersebut mengubah ke isotop yang lebih tinggi. Atom isotop yang lebih tinggi ini kemudian mengalami *beta-decay* (pembelahan beta) untuk membentuk atom isotop fisil (Sahasrabudde, 2010). Siklus daur hidup neutron dalam reaktor termal ditunjukkan pada Gambar 3.



Gambar 3. Siklus daur hidup neutron pada reaktor termal (Shultis dan Faw, 2007)

Parameter untuk mengukur siklus daur hidup neutron dalam reaktor termal, dapat dilihat dari faktor fisi cepat, resonansi kemungkinan neutron hilang, pemanfaatan panas, faktor fisi thermal, kemungkinan kebocoran neutron, dan kemungkinan penyerapan neutron (Shultis dan Faw, 2007).

E. Komponen Dasar Reaktor Nuklir

Komponen dasar reaktor nuklir merupakan komponen yang harus ada pada sebuah reaktor nuklir untuk mengendalikan laju pembelahan (reaksi fisi). Persyaratan utama untuk bahan yang akan digunakan dalam sistem reaktor ini yaitu memiliki stabilitas di bawah dimensi iradiasi, di bawah tekanan atau tanpa tekanan, sifat mekanik (kekuatan tarik, *ductility*, ketahanan mulur, tidak mudah retak, kekuatan tekan) dan tahan terhadap korosi dari cairan pendingin reaktor (Yvon, 2009). Adapun komponen dasar dari sebuah reaktor nuklir adalah sebagai berikut.

a. Bahan bakar (*fuel*)

Bahan bakar merupakan sumber energi nuklir. Ada dua jenis bahan bakar nuklir yaitu bahan fisil dan bahan fertil. Bahan fisil adalah unsur atau atom yang dapat langsung membelah apabila ditumbuk oleh sebuah partikel neutron sedangkan bahan fertil adalah unsur atau atom yang tidak dapat langsung membelah apabila ditumbuk oleh sebuah partikel neutron tetapi akan membentuk bahan fisil. Bahan yang banyak digunakan sebagai bahan bakar nuklir adalah uranium-233, uranium-235, plutonium-239 dan thorium-232 (Benedict et al., 1981).

b. Moderator

Moderator merupakan lapisan kedua komponen luar yang berhubungan langsung dengan bahan bakar. Moderator berfungsi untuk menurunkan energi neutron cepat (2 MeV) menjadi energi neutron lambat (0,02 – 0,04 eV). Sehingga neutron dapat menyebabkan reaksi fisi berikutnya.

Syarat bahan moderator adalah atom dengan nomor massa kecil, memilikiampang lintang serapan neutron yang kecil, memilikiampang lintang hamburan yang besar, sesuai jenis reaktor yang akan didesain dan memiliki daya hantar panas yang baik serta tidak korosif misalnya adalah H, D, He, Be, U, H₂O, grafit dan air berat (D₂O).

c. Batang kendali (*control rod*)

Batang kendali merupakan komponen reaktor yang berfungsi untuk mengontrol keluaran daya dari sebuah reaktor dengan cara mengendalikan jumlah neutron yang dihasilkannya. Jika neutron yang dihasilkan selalu konstan dari waktu ke waktu (faktor multiplikasinya bernilai 1), maka reaktor dikatakan berada pada

kondisi kritis. Sebuah reaktor normal bekerja pada kondisi kritis. Pada kondisi ini reaktor menghasilkan keluaran daya yang stabil. Jika neutron yang dihasilkan semakin berkurang (multiplikasinya kurang dari 1), maka reaktor dikatakan berada pada kondisi subkritis (*subcritical condition*) dan daya yang dihasilkan semakin menurun. Sebaliknya jika neutron yang dihasilkan meningkat (multiplikasinya lebih besar dari 1), reaktor dikatakan dalam keadaan superkritis (*supercritical condition*).

Selama kondisi superkritis, daya yang dibebaskan oleh sebuah reaktor meningkat. Jika kondisi ini tidak dikendalikan, meningkatnya daya dapat mengakibatkan mencairkan sebagian atau seluruh teras reaktor, dan pelepasan bahan radioaktif ke lingkungan sekitar. Kendali ini dilakukan oleh sejumlah batang kendali yang dapat bergerak keluar-masuk teras reaktor.

Batang kendali terbuat dari bahan-bahan penyerap neutron, seperti boron (B) dan cadmium (Cd). Jika reaktor menjadi superkritis, batang kendali secara otomatis bergerak masuk lebih dalam ke dalam teras reaktor untuk menyerap kelebihan neutron yang menyebabkan kondisi itu kembali ke kondisi kritis.

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

d. Perisai (*shielding*)

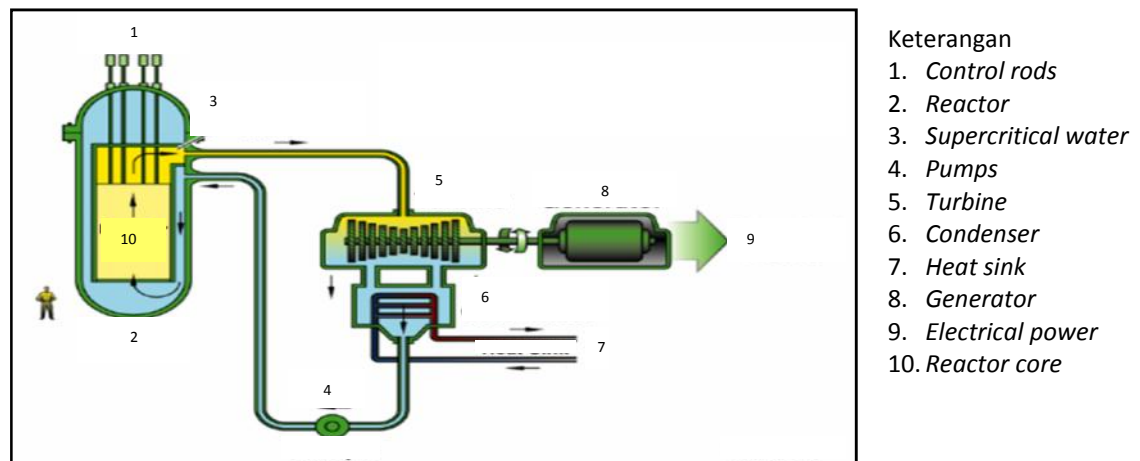
Inti-inti atom hasil pembelahan dapat menghasilkan radiasi. Untuk menahan radiasi agar tidak menyebar ke lingkungan luar sistem reaktor maka diperlukan suatu sistem perisai. Pada umumnya perisai yang digunakan adalah lapisan beton berat dan struktur baja (Lewis, 2008).

F. Reaktor SCWR

Reaktor Supercritical Water Reactor (SCWR) saat ini dipelajari sebagai salah satu reaktor nuklir dari enam konsep reaktor Generasi IV karena efisiensi termodinamika yang tinggi sehingga terjadi peningkatan yang signifikan dalam daya turbin dan efisiensi termal pembangkit listrik dan keuntungan ekonomi (GenIV, 2002). Saat ini, sejumlah konsep reaktor SCWR yang sudah ada, seperti reaktor SCWR di Amerika, CANDU-SCWR di Kanada, HPLWR (*High Performance Light Water Reactor*) di Eropa, Super LWR di Jepang dan SCWR di Korea. Jenis reaktor SCWR yang memiliki keuntungan lebih besar saat ini adalah reaktor LWR (*Light Water Reactor*) (Reiss et al., 2010).

Reaktor jenis SCWR merupakan salah satu jenis reaktor generasi IV yang disebut sebagai reaktor masa depan (Oka et.al, 2010) dan merupakan jenis reaktor air ringan (Reiss et al., 2010). Reaktor ini bekerja di atas titik kritis air (Buongiorno, 2003), dimana SCWR beroperasi pada tekanan 25 MPa (Oka et al., 2003). Air sebagai pendingin dan moderator memiliki titik kritis sebesar 22,1 MPa. Pada tekanan tersebut jika temperatur air terus dinaikkan maka tidak akan terjadi perubahan fasa sehingga entropi reaktor dan efisiensi panas lebih besar (Sriyono, 2008).

Pada keadaan subkritis, kondisi air mendidih pada temperatur tertentu dan pada keadaan superkritis air mengalami *pseudo-critical* pada temperatur 385°C dan tekanan 25 MPa. Pada temperatur dan tekanan tersebut air memiliki kapasitas panas yang lebih tinggi sehingga disebut keadaan efisiensi paling tinggi (Oka, 2010). Efisiensi SCWR dapat ditingkatkan selongsong bahan bakar yang mampu menahan suhu tinggi (Tsiklauri et al., 2004). Skematik reaktor jenis SCWR ditunjukkan pada Gambar 4.



Gambar 4. Skematik reaktor jenis SCWR (Buongiorno, 2003).

Desain SCWR mampu menghasilkan efisiensi termal yang tinggi dengan konfigurasi sistem yang sederhana. Namun, disisi lain, SCWR masih harus mengembangkan desain inti yang layak, dapat memperkirakan koefisiensi perpindahan panas dan mengembangkan bahan-bahan untuk struktur bahan bakar dan inti yang tahan korosi dalam mempertahankan keadaan superkritis (Shan et al., 2009).

G. Konsep Reaktor SCWR Dibeberapa Negara

a. Konsep Jepang

Salah satu konsep reaktor SCWR pertama yang menampilkan *core* dengan jenis heksagonal dan tambahan moderator dalam bentuk Zirconium Hidrida (ZRH), karena persyaratan keselamatan, suhu pendingin pada saluran keluaran terbatas pada suhu 400°C (Oka et al., 1992). Kemudian batang ZRH digantikan oleh batang air dengan aliran ke bawah, *cladding* dimodifikasi menjadi paduan logam Ni menggunakan jenis persegi *two-pass core*. Konsep ini disebut SCLWR-H (Dobashi et al, 1998; Yamaji et al, 2003) dan lebih dioptimalkan sehingga desain tersebut disebut Super LWR (Kamei et al., 2005). Modifikasi utama yang menyebabkan Super LWR adalah penggunaan *stainless steel* sebagai bahan *cladding* dan penggunaan Gd_2O_3 sebagai batang bahan bakar. Keduanya menghasilkan distribusi daya yang lebih menguntungkan dan pengayaan yang lebih rendah, rata-rata pengayaan sebesar 6,11% untuk batang bahan bakar.

b. Konsep Amerika

Para ilmuwan Amerika meneliti berbagai bahan terbaik sebagai moderator. Mereka menemukan bahwa ZrH_x memiliki banyak keuntungan (Buongiorno dan MacDonald, 2003), dan mengadopsi konsep yang sama seperti konsep Jepang, jenis teras persegi dengan batang air yang memiliki penampang konstan sepanjang arah aksial. Perhitungan menunjukkan bahwa batang air harus terisolasi dengan Zirkonium Oksida. Inti dirancang untuk menjadi aliran *one-pass core* dengan suhu keluaran 500°C (MacDonald et al., 2004).

c. Konsep Korea

Menggunakan teras jenis persegi dengan U/Zr sebagai solid moderator untuk menghindari jalur aliran air yang rumit. Pengayaan bahan bakar bervariasi secara aksial, serta radial. Tinggi teras yang digunakan adalah 381 cm, dengan suhu keluaran 510°C (Bae et al., 2007).

d. Konsep Eropa

Perkembangan di Eropa dikoordinasikan dan dilakukan oleh Forschungszentrum Karlsruhe dan konsep disebut *High Pressure Light Water Reactor* (HPLWR). Titik awal untuk HPLWR adalah desain Jepang (Dobashi et al. 1998). Perakitan dibangun kembali oleh berdasarkan luas mekanik, neutronika dan penelitian termal hidrolis. Dalam aliran satu-pass inti mereka menghadapi masalah titik panas yang muncul karena memuncaknya listrik lokal. Hal ini mengakibatkan suhu *cladding* berlebihan (di atas 630°C), sehingga aliran *three-pass core* dikembangkan (Schulenberg et al., 2006) untuk menjaga keseimbangan suhu keluaran 500°C (suhu *outlet one-pass core* dikurangi menjadi sekitar 380°C dan sekarang disebut PWR- SC) (Vogt, et al., 2006).

H. Bahan Bakar Reaktor

Bahan bakar reaktor yang digunakan sebagai sumber energi nuklir adalah bahan bakar yang bersifat fisil. Bahan fisil adalah unsur atau atom yang langsung membelah apabila menangkap neutron. Adapun bahan yang banyak digunakan sebagai bahan bakar nuklir yaitu uranium dan thorium (Kidd, 2009).

a. Uranium

Martin Klaproth adalah seorang kimiawan Jerman yang pertama kali menemukan uranium pada tahun 1789 (Kidd, 2009). Uranium adalah unsur terberat dari seluruh unsur alami, memiliki titik leleh yaitu 1132 °C dan tergolong sebagai logam putih keperakan. Simbol kimia uranium adalah U (Cothorn dan Rebers, 1991). Uranium memiliki nomor atom 92, proton 92, elektron 92 dan elektron valensi 6. Inti uranium mengikat 141 sampai 146 neutron.

Uranium alami yang ditemukan di kerak bumi terdiri dari tiga buah isotop yaitu U-238 (99,275%), U-235 (0,720%) dan U-234 (0,005%). Dari ketiga isotop tersebut yang memiliki sifat fisil adalah Uranium-235 (Kidd, 2009). Sedangkan uranium-238 bersifat fertil, namun dapat pula bersifat fisil dengan cara ditransmutasi menjadi plutonium-239. Uranium yang terkandung dalam batuan *phosphate* diperkirakan 22 juta ton dan di air laut 4200 juta ton (Husna, 1998). Uranium merupakan sumber energi dengan kelimpahan yang sangat besar. Meski bukan termasuk energi yang terbarukan, uranium banyak digunakan sebagai bahan bakar reaktor nuklir yang kemudian dimanfaatkan untuk produksi senjata nuklir kemudian berkembang untuk pembangkit listrik.

b. Thorium

Jons Berzelius adalah seorang kimiawan Swedia yang menemukan thorium dalam bentuk kecil diantara batu dan tanah pada tahun 1828. Thorium adalah logam alami yang bersifat radioaktif dengan kelimpahan yang besar yaitu tiga kali lipat lebih banyak dari uranium. Thorium termasuk golongan logam transisi, dengan struktur kristal *face centre cubic* (fcc). Thorium pada umumnya terdapat pada

mineral tertentu, salah satunya Thorium banyak terdapat dalam bentuk *mozanite* (Thorium Fosfat). Mozanite mengandung sekitar 12% Thorium Oksida (ThO_2) dan merupakan sumber terbesar Thorium. Pada keadaan murni thorium merupakan logam putih keperakan yang berkilau. Apabila terkontaminasi oksigen, thorium perlahan akan memudar di udara menjadi abu-abu kemudian hitam.

Thorium merupakan sumber energi yang dapat digunakan sebagai bahan bakar nuklir meskipun tidak bersifat fisil (Kidd, 2009). Thorium yang bersifat fertil akan terlebih dahulu menyerap neutron lambat untuk menghasilkan uranium-233 yang bersifat fisil. Uranium-233 menghasilkan jumlah energi yang sama dengan U-235 yaitu 200 MeV (Husna, 1998).

Penggunaan thorium sebagai bahan bakar nuklir lebih murah, lebih ramah lingkungan dan lebih aman. Thorium lebih murah karena jumlah Thorium yang melimpah yaitu sekitar 3 kali lebih banyak dari uranium. Bahan bakar thorium lebih ramah lingkungan karena mengurangi emisi gas CO_2 dari sektor energi listrik (Wilson et al., 2008) serta memiliki limbah radioaktif yang lebih sedikit dari uranium (Kamei dan Hakami, 2010)

I. Persamaan Difusi

Persamaan difusi menunjukkan hubungan antara perubahan produksi neutron, perubahan karena serapan neutron dan perubahan karena bocoran produksi neutron dalam suatu elemen volume teras reaktor yang berasal dari hasil reaksi fisi, peristiwa hamburan inelastik (*removal inelastic scattering*), serta sumber neutron di luar elemen. Perubahan karena serapan neutron disebabkan oleh reaksi

absorpsi neutron oleh inti-inti atom medium. Sedangkan perubahan karena bocoran neutron disebabkan oleh hamburan yang keluar menuju elemen ruang lain atau keluar dari batas luar medium.

Penurunan persamaan difusi diterapkan pada konsep keseimbangan jumlah neutron yang masuk dan neutron yang keluar dari teras. Persamaan keseimbangan jumlah neutron dituliskan pada persamaan 3.

$$\left[\begin{array}{l} \text{Laju perubahan} \\ \text{jumlah neutron} \\ \text{grup (g)} \end{array} \right] = - \left[\begin{array}{l} \text{perubahan} \\ \text{karena} \\ \text{leakage} \\ \text{(g)} \end{array} \right] - \left[\begin{array}{l} \text{perubahan} \\ \text{karena} \\ \text{absorpsi} \\ \text{(g)} \end{array} \right] + \left[\begin{array}{l} \text{Sumber} \\ \text{neutron} \\ \text{dari fisi} \\ \text{(g)} \end{array} \right] - \left[\begin{array}{l} \text{neutron} \\ \text{hilang} \\ \text{karena} \\ \text{hamburan} \\ \text{(g)} \end{array} \right] + \left[\begin{array}{l} \text{neutron} \\ \text{masuk} \\ \text{karena} \\ \text{hamburan} \\ \text{(g)} \end{array} \right] \quad (3)$$

Keterangan : g = grup energi.

Persamaan 3 secara matematis dapat dituliskan pada persamaan 4.

$$\frac{1}{v_g} \frac{\partial \phi_g}{\partial t} = \nabla \cdot D_g \nabla \phi - \sum a_g \phi_g + S_g - \sum s_g \phi_g + \sum_{g'=1}^G \sum s_{g'g} \phi_{g'} \quad (4)$$

$g = 1, 2, \dots, G$

dimana sumber S_g dapat dituliskan pada persamaan 5.

$$\sum S_g = \sum_{g'=1}^G \sum s_{gg'} \quad (5)$$

Perubahan neutron yang hilang karena absorpsi dan tumbukkan (*scattering*) dapat dituliskan pada persamaan 6.

$$\sum R_g \phi_g = \sum a_g \phi_g + \sum s_g \phi_g \quad (6)$$

Pada keadaan tunak (*steady state*) yaitu keadaan yang tidak tergantung waktu, besarnya laju perubahan neutron adalah 0, yang dapat dituliskan pada persamaan 7.

$$\frac{1}{v} \frac{\partial \varphi_g}{\partial t} = 0 \quad (7)$$

Sehingga persamaan difusi multigrup dalam keadaan tunak dapat dituliskan dengan persamaan 8.

$$-\nabla D_g \nabla \varphi_g + \sum R_g \varphi_g = \frac{\lambda_g}{k_{eff}} \sum_{g'}^G V_{g'} \sum f_{g'} \varphi_{g'} + \sum_{g'}^G S_{gg'} \varphi_{g'} \quad (8)$$

Keterangan :

D_g = Tetapan difusi grup

g' = Penampang lintang makroskopik grup

$v f_g$ = Probabilitas terjadinya reaksi fisi tiap detik pada grup

φ_g = Fluks neutron yang bergantung pada ruang dan energi pada grup

k_{eff} = Faktor multiplikasi efektif (Deuderstadt dan Hamilton, 1976).

Persamaan 8 merupakan persamaan difusi multigrup 3 dimensi. Secara analitik, nilai k_{eff} dapat didapatkan dengan melakukan penyederhanaan pada persamaan 8 menjadi persamaan difusi 1 grup 1 dimensi. Penyederhanaan dilakukan dengan menentukan keadaan multigrup yang memiliki perilaku yang sama (homogen) atau dianggap sebagai 1 grup, dan nilai penampang lintang dari beberapa grup tersebut diwakili oleh nilai penampang lintang rata-rata dari setiap grup energi. Nilai penampang lintang *scattering* dapat diabaikan karena tidak ada interaksi dengan grup lain atau dianggap 1 grup. Sehingga persamaan difusi 1 grup 1 dimensi dapat dituliskan pada persamaan 9.

$$-D \frac{d^2 \varphi(x)}{dx^2} + \sum \alpha \varphi = \frac{v \sum f}{k_{eff}} \varphi \quad (9)$$

Pada studi kasus *infinite slate* teras reaktor 1 dimensi dengan dinding pembatas berada di titik $-a$ dan a . Di luar itu daerah tersebut merupakan daerah vakum (tidak ada neutron). Untuk mencari solusi kondisi tersebut, persamaan 9 dimodifikasi menjadi persamaan 10.

$$\frac{d^2\varphi(x)}{dx^2} = \frac{\frac{v\Sigma f}{k_{eff}} - \Sigma a}{D} \varphi \quad (10)$$

Solusi dari persamaan 10 dapat didekati dengan persamaan kosinus yang dapat dituliskan pada persamaan 11.

$$\varphi(x) = A \cos(kx + \psi_0) \quad (11)$$

Persamaan 11 diturunkan 2 kali terhadap x , sehingga didapatkan persamaan 12.

$$\frac{d^2\varphi(x)}{dx^2} = -Ak^2 \cos(kx + \psi_0) \quad (12)$$

Persamaan 12 disubstitusikan ke persamaan 10, sehingga didapatkan persamaan 13.

$$k^2 = \sqrt{\frac{\frac{v\Sigma f}{k_{eff}} - \Sigma a}{D}} \quad (13)$$

dimana *geometrical buckling* dapat dituliskan pada persamaan 14.

$$B^2 = \frac{\frac{d^2\varphi(x)}{dx^2}}{\varphi(x)} \quad (14)$$

sehingga persamaan 13 di atas dapat disederhanakan menjadi persamaan 15.

$$k_{eff} = \frac{v\Sigma f}{\Sigma a + DB^2} \quad (15)$$

Faktor reproduksi neutron dapat dituliskan pada persamaan 16.

$$\eta = \frac{v\Sigma f}{\Sigma a} \quad (16)$$

Probabilitas neutron yang diserap oleh sistem dapat diserap oleh bahan bakar dapat dituliskan pada persamaan 17.

$$f = \frac{\Sigma f}{\Sigma a} \quad (17)$$

Probabilitas kebocoran neutron sebelum diserap oleh sistem dapat dituliskan pada persamaan 18.

$$P_{NL} = \frac{1}{(1+DB^2)/\Sigma a} \quad (18)$$

Sehingga didapatkan faktor multiplikasi pada persamaan 19.

$$keff = \eta f P_{NL} \quad (19)$$

Keterangan :

= Faktor reproduksi neutron

f = Probabilitas neutron yang diserap oleh sistem dapat diserap oleh bahan bakar

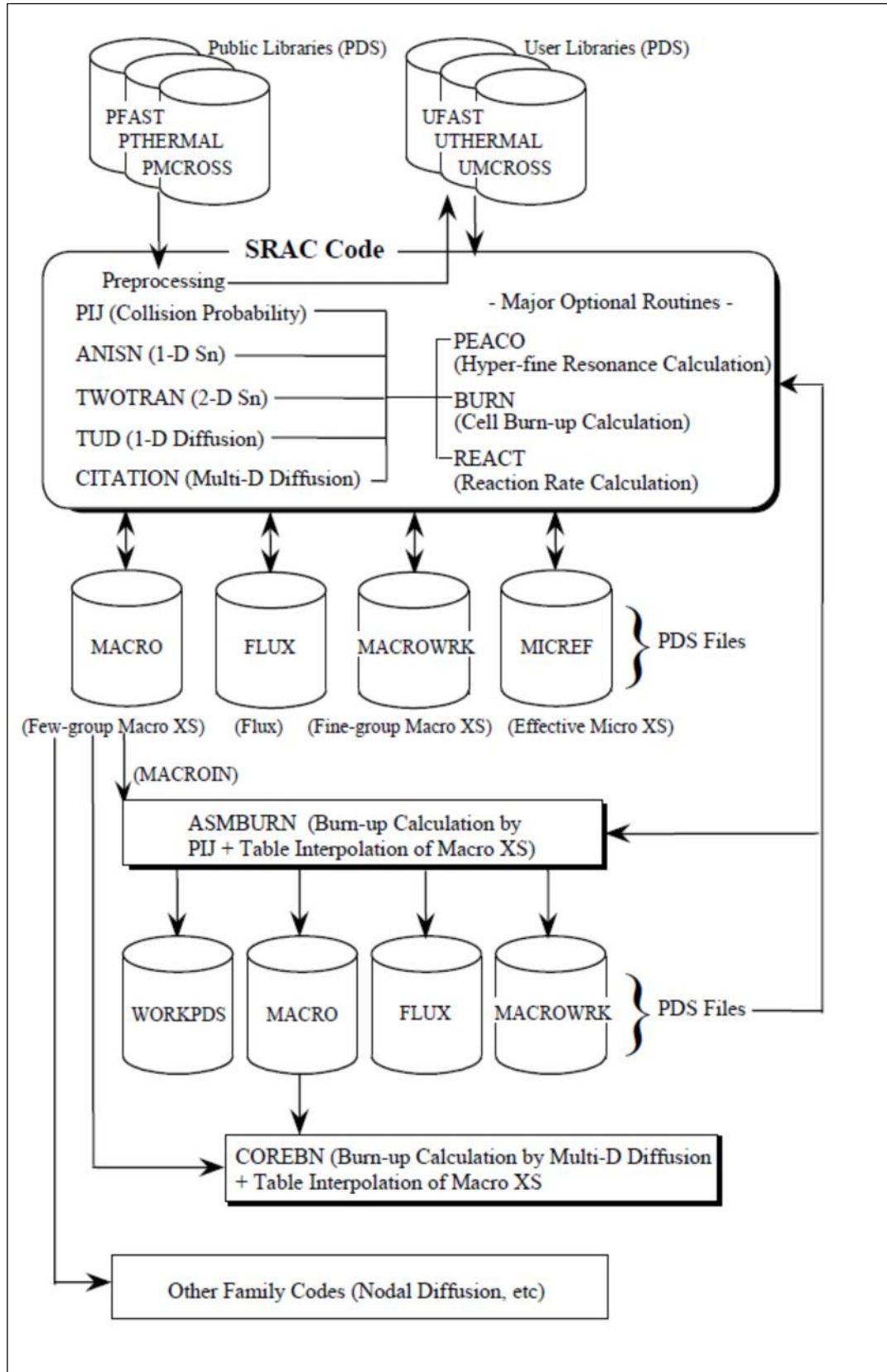
P_{NL} = Probabilitas kebocoran neutron sebelum diserap oleh sistem

k_{eff} merupakan faktor multiplikasi yang nilainya sangat berperan penting dalam operasi reaktor nuklir. k_{eff} adalah perbandingan jumlah populasi neutron pada satu generasi dengan jumlah populasi neutron pada generasi sebelumnya.

J. SRAC

SRAC merupakan suatu sistem kode penghitungan neutron yang bersifat menyeluruh untuk beberapa jenis reaktor termal (Okumura, 2002). SRAC mulai berkembang pada tahun 1978 sebagai standar kode analisis reaktor termal di badan energi atom Jepang (*Japan Atomic Energy Agency/JAEA*) (Okumura, 2007). Sistem SRAC terdiri dari penyimpanan data (*libraries*) neutron (JENDL-

3.3, JENDL-3.2, END/B-IV, JEF-2.2 dan sebagainya), dan lima kode dasar untuk perpindahan neutron dan perhitungan difusi. Struktur SRAC ditunjukkan pada Gambar 5.



Gambar 5. Struktur SRAC (Okumura et al., 2006).

Sistem SRAC memiliki kode dasar yaitu sebagai berikut:

1. PIJ: Kode probabilitas tumbukan yang dikembangkan oleh JAERI, meliputi 16 kisi geometri.
2. ANISN: Kode transport satu dimensi (S_N) yang terdiri dari tiga jenis geometri yaitu *slab* (X), silinder (R) dan bola (R_S).
3. TWOTRAN: Kode transport dua dimensi (S_N) yang terdiri dari tiga jenis geometri yaitu *slab* (X - Y), silinder (R - Z) dan bola (R -).
4. TUD: kode difusi satu dimensi yang dikembangkan oleh JAERI, terdiri dari tiga jenis geometri yaitu *slab* (X), silinder (R) dan bola (R_S).
5. *CITATION*: kode difusi multi dimensi yang terdiri dari 12 jenis geometri termasuk segitiga dan *hexagonal* (Okumura et al., 2002).

SRAC terdapat *file input* dan *file output*, *file Input* SRAC dapat diedit sesuai dengan desain reaktor yang diinginkan. Apabila *penginputan* data pada SRAC telah selesai kemudian di *run* maka *file output* standar akan memberikan informasi tertulis untuk memeriksa apakah serangkaian perhitungan telah selesai tepat atau tidak. Apabila bagian akhir dari hasil penghitungan (*output*) belum sampai pada pesan seperti

=====END OF SRAC CALCULATION=====

maka harus dilakukan pengecekan pada *input* dan memeriksa *output* standar. Setelah penghitungan selesai dengan benar, langkah selanjutnya adalah mengecek apakah hasilnya telah sesuai dengan standar kemudian dianalisis terhadap hasil yang diperoleh (Okumura et al., 2002). *Input* pada SRAC dapat dilihat pada Gambar 6.

```

UO2F ← Case name for UO2 cell calculation
Macro-XS for UO2 CELL BY PIJ ← Comment for this case
1 1 1 1 2 1 4 3 -2 1 0 0 0 0 2 0 1 0 0 0 ← Option control
1.0E-3 / BUCKLING FOR P1/B1
/home/okumura/SRACLIB-JDL32/pds/pfast      Old      File
/home/okumura/SRACLIB-JDL32/pds/phtml     O        F
/home/okumura/SRACLIB-JDL32/pds/pmcrs     O        F
/home/okumura/MyPDS/UFast                  Scratch  Core
/home/okumura/MyPDS/UTHERMAL               S        C
/home/okumura/MyPDS/UMCROSS                S        C
/home/okumura/MyPDS/MACROWRK               S        C
/home/okumura/MyPDS/MACRO                  New      C
/home/okumura/MyPDS/PLUX                   New      C
/home/okumura/MyPDS/MICREF                 S        C
60 30 3 1 / Fast (60g)+Thermal (30g) => Fast (3G)+Thermal (1G)
:
:      { Energy Group Structure }
:
:      { Geometry for PIJ }
:
3 / Number of Materials
FUELX01X 0 3 300. 0.84 0.0 / 1 : UO2 FUEL
XU050001 2 0 6.086E-4
XU080001 2 0 2.255E-2
XO060001 0 0 4.725E-2
CLADX02X 0 1 300. 0.11 0.0 / 2 : CLADDING
XZRN0001 0 0 4.311E-2
MODEX031 0 2 300. 0.00 0.0 / 3 : MODERATOR
XH01H001 0 0 6.676E-2
XO060001 0 0 3.338E-2
:
:
MOXF ← Case name for MOX cell calculation
Macro-XS for MOX CELL BY PIJ ← Comment for this case
1 1 1 1 2 1 4 3 -2 1 0 0 0 0 2 0 1 0 0 0 ← Option control
1.0E-3 / BUCKLING FOR P1/B1
:
:      { Geometry for PIJ }
:
:      { material specification for MOX fuel }
:
CORE ← Case name for Core calculation
2-dimensional Core calculation by CITATION (4-group) ← Comment for this case
0 0 0 1 0 0 0 0 0 1 0 5 0 0 2 0 1 0 0 0 ← Option control
1.0E-20 / dummy BUCKLING (not effective)
:
:      { Control and Geometry data for CITATION }
:
005
1 1 1
1 2 1 ← Zone map
1 1 1
:
999

1 2 / Material No. by Zone
2 / Number of Materials
UO2FA010 0 0 0. 0. / ← Homogenized X-section provided by the first case
MOXFA010 0 0 0. 0. / ← Homogenized X-section provided by the second case
/ End job ← Blank case name to terminate job

```

Gambar 6. *Input* SRAC (Okumura et al., 2002).

III. METODE PENELITIAN

A. Waktu dan Tempat Penelitian

Penelitian ini dilakukan selama tiga bulan yaitu mulai Maret sampai dengan Mei 2016. Adapun tempat pelaksanaan penelitian ini adalah di Jurusan Fisika Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam Universitas Lampung.

B. Alat dan Bahan Penelitian

Adapun alat dan bahan yang digunakan dalam penelitian ini adalah seperangkat komputer dengan *Operating System* (OS) Linux Mint 17 Cinnamon 32bit dan program *System Reactor Atomic Code* (SRAC).

C. Prosedur Penelitian

Adapun prosedur penelitian dilakukan dengan beberapa tahapan sebagai berikut:

1. Menentukan Pengayaan

Perangkat bahan bakar terdiri dari tiga komposisi yaitu daerah bahan bakar pertama, daerah bahan bakar kedua dan daerah bahan bakar ketiga dengan pengayaan yang jumlahnya berbeda. Komposisi bahan bakar untuk daerah bahan bakar pertama dengan pengayaan mulai dari 1% - 5% sedangkan untuk daerah bahan bakar kedua pengayaan bahan bakar berubah yaitu 2,5%. Penentuan pengayaan pada reaktor air superkritis (SCWR) dilakukan supaya reaktor berada

dalam keadaan kritis ($k_{eff} = 1,00000$). Pengayaan ditandai dengan nilai densitas atom dari U-233 yang terus naik setelah dilakukan pembakaran.

Densitas Atom

Setiap komponen pada reaktor yaitu bahan bakar (*fuel*), *cladding* dan *moderator* dihitung densitas atomnya untuk digunakan sebagai *input* yang akan dihitung selanjutnya menggunakan *CITATION* pada SRAC. Berikut ini adalah rumus untuk menghitung densitas atom (Lewis, 2008).

$$N = \frac{\rho N_A}{M} \quad (20)$$

Dimana:

N = densitas atom (atom/cm³)

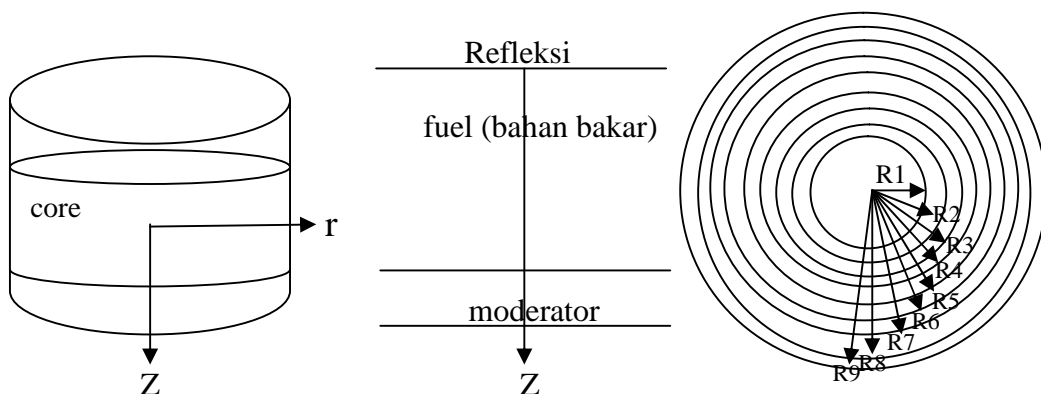
= massa jenis bahan (gram/cm³)

N_A = bilangan Avogadro ($0,602 \times 10^{24}$ atom/mol)

M = nomor massa (gram/mol)

2. Menentukan Ukuran dan Konfigurasi Teras Reaktor

Ukuran teras reaktor ditentukan dengan perhitungan dalam arah r dan z , keduanya menunjukkan radius pada sebuah *core* reaktor yang berbentuk silinder. Contoh sebuah model geometri menggunakan *CITATION* dapat dilihat pada Gambar 7.



Gambar 7. Model geometri untuk 2-D silinder (r, z) (Okumura et al., 2002).

Model geometri teras reaktor yang ideal, dapat diperoleh dengan melakukan penentuan ukuran teras reaktor kemudian mengubah-ubah konfigurasi bahan bakar tanpa mengubah ukuran dari teras reaktor (Okumura, 2007).

3. Penghitungan dengan *CITATION*

Hasil penghitungan dari densitas atom yang dilakukan sebelumnya akan menjadi *input* pada penghitungan menggunakan *CITATION* pada SRAC. Pada *CITATION* ini akan dapat diketahui hasil penghitungan secara keseluruhan dari model reaktor yang telah dibuat dengan ukuran dan komposisi tertentu. Hasil penghitungan (*Output*) dari *CITATION* akan menunjukkan apakah model teras reaktor yang dibuat berada dalam keadaan kritis, dapat menghasilkan energi yang maksimal dan memenuhi standar keamanan. Berikut adalah contoh *input* penghitungan menggunakan *CITATION* pada SRAC.

```
[File name: CitRZ.sh]-----
#===== Exec SRAC code with the following input data =====#
cd $WKDR
cat - << END_DATA | $LM >& $OUTLST
FUL1
MACRO FOR INNER FUEL (3.2W/O UO2) BY PIJ
1 1 1 1 2 1 4 3 -2 1 0 0 0 2 0 1 0 0 0 / SRAC CONTROL
1.0000E-20 / BUCKLING
$HOME/SRACLIB-JDL32/pds/pfast Old File
$HOME/SRACLIB-JDL32/pds/phtml O F
$HOME/SRACLIB-JDL32/pds/pmcrs O F
$PDS_DIR/UFAST Scratch Core
$PDS_DIR/UTHERMAL S C
$PDS_DIR/UMCROSS S C
$PDS_DIR/MACROWRK S C
$PDS_DIR/MACRO S C
$PDS_DIR/FLUX S C
$PDS_DIR/MICREF S C
& Caution : Directory for PDS will not be made or deleted in program.
& If you set Scratch, members will be deleted.
61 46 1 1 /
61(1) /
46(1) /
```

61 /
46 /

4 7 7 3 1 1 7 0 0 0 5 0 6 4 5 0 0 9 0 0 / PIJ CONTROL
 0 100 50 5 5 5 -1 0.0001 0.00001 0.001 1.0 10. 0.5 /
 1 1 1 2 3 3 3 / R-T
 3(1) / X-R
 1 2 3 / M-R
 0.0 0.236714 0.334764 0.41 0.475 0.5267 0.5783 0.630 / RX
 4 / NMAT
 FUE1X0AX 0 3 900. 0.82 0.0 / 1 : INNER FUEL 3.2W/O
 XU050009 2 0 7.2270E-4 /1
 XU080009 2 0 2.1585E-2 /2
 XO060009 0 0 4.4616E-2 /3
 CLD1X0BX 0 3 600. 0.13 0.0 / 2 : CLADDING
 XZRN0008 0 0 3.8032E-2 /1
 XCRN0008 0 0 6.7152E-5 /2
 XFEN0008 0 0 1.3129E-4 /3
 MOD1X0CX 0 2 581. 1.0 0.0 / 3 : MODERATOR
 XH01H008 0 0 4.7508E-2 /1
 XO060008 0 0 2.3754E-2 /2
 REFLX0DX 0 6 581. 1.0 0.0 / 4 : REFLECTOR
 XH01H008 0 0 4.7508E-2 /1
 XO060008 0 0 2.3754E-2 /2
 XFEN0008 0 0 1.7886E-2 /3
 XCRN0008 0 0 5.2140E-3 /4
 XNIN0008 0 0 2.4294E-3 /5
 XMN50008 0 0 2.5977E-4 /6
 0 / PEACO

FUL2

MACRO FOR OUTER FUEL (2.1W/O UO₂), SAME GEOMETRY WITH THE
 ABOVE CASE

1 1 1 1 2 1 4 3 -2 1 1 0 0 0 2 0 1 0 0 0 / SRAC CONTROL
 1.0000E-20 / BUCKLING
 3 / NMAT
 FUE2X0EX 0 3 900. 0.82 0.0 / 1 : OUTER FUEL 2.1W/O
 XU050009 2 0 4.7428E-4 /1
 XU080009 2 0 2.1831E-2 /2
 XO060009 0 0 4.4610E-2 /3
 CLD2X0FX 0 3 600. 0.13 0.0 / 2 : CLADDING
 XZRN0008 0 0 3.8032E-2 /1
 XCRN0008 0 0 6.7152E-5 /2
 XFEN0008 0 0 1.3129E-4 /3
 MOD2X0GX 0 2 581. 1.0 0.0 / 3 : MODERATOR
 XH01H008 0 0 4.7508E-2 /1
 XO060008 0 0 2.3754E-2 /2
 0 / PEACO

CORE
 SAMPLE FOR CITATION-2D(R-Z), 1/2 CORE
 00010 00001 05002 01000 / SRAC CONTROL
 1.0000E-20 / BUCKLING (NOT EFFECTIVE)
 30 -1 / NM NXR ID
 11 / IXKY IDELAY (CALCULATE KINETICS PARAMETERS)
 5.0CM MESH SIZE IN EACH DIRECTION
 EPS(FLUX) < 1.0E-4, EPS(KEFF) < 1.0E-5, ZONE 4:BLACKNESS
 001
 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 1 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0
 1 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 1 1 0 0 0 0 0 0 0 0 0 1
 900
 0.
 003
 0 0 0 0 7 0 0 0 0 0 1 0 0 1 0 0 4 1 0 0 0 0 0 0
 0.0001 0.00001
 0.0 0.0 3411.0 1.0 0.1250
 004
 2 10.00000 4 20.00000 4 20.00000 4 20.00000 4 20.00000 4 20.00000
 4 20.00000 4 20.00000 4 20.00000 0
 4 20.00000 34 170.0000 0
 005
 3 3 3 3 4 4 4 4 4 / AXIAL REFLECTOR
 1 1 1 1 1 1 1 2 3 / CORE
 008
 -2 1 1
 999

 1 2 3 / MATTERIAL NO. BY ZONE
 3 / NMAT FOR CORE
 FUL1A010 00 0.0 0.0 0.0 / HOMOGENIZED INNER FUEL
 FUL2A010 00 0.0 0.0 0.0 / HOMOGENIZED OUTER FUEL
 REFLA0D0 00 0.0 0.0 0.0 / REFLECTOR

END_DATA

```

#
#===== Remove scratch PS files=====#
  cd $HOME
  rm -r $WKDR

#
#===== Remove PDS files if you don't keep them=====#
  rm -r $PDS_DIR
#
  
```

```
# rm -r $PDS_DIR/UFAST
# rm -r $PDS_DIR/UTHERMAL
# rm -r $PDS_DIR/UMCROSS
# rm -r $PDS_DIR/MACROWRK
# rm -r $PDS_DIR/MACRO
# rm -r $PDS_DIR/FLUX
# rm -r $PDS_DIR/MICREF
```

Apabila penginputan data pada *CITATION* telah selesai kemudian di *run* maka akan diikuti dengan pesan pada bagian akhir dari hasil penghitungan (*output*) seperti di bawah ini.

```
=====END OF SRAC CALCULATION=====
```

Apabila bagian akhir dari hasil penghitungan (*output*) belum sampai pada pesan tersebut maka harus dilakukan pengecekan pada *input* dan melakukan penghitungan kembali. Setelah penghitungan selesai dengan benar, langkah selanjutnya adalah mengecek apakah hasilnya telah sesuai dengan standar kemudian dianalisis terhadap hasil yang diperoleh (Okumura, 2002).

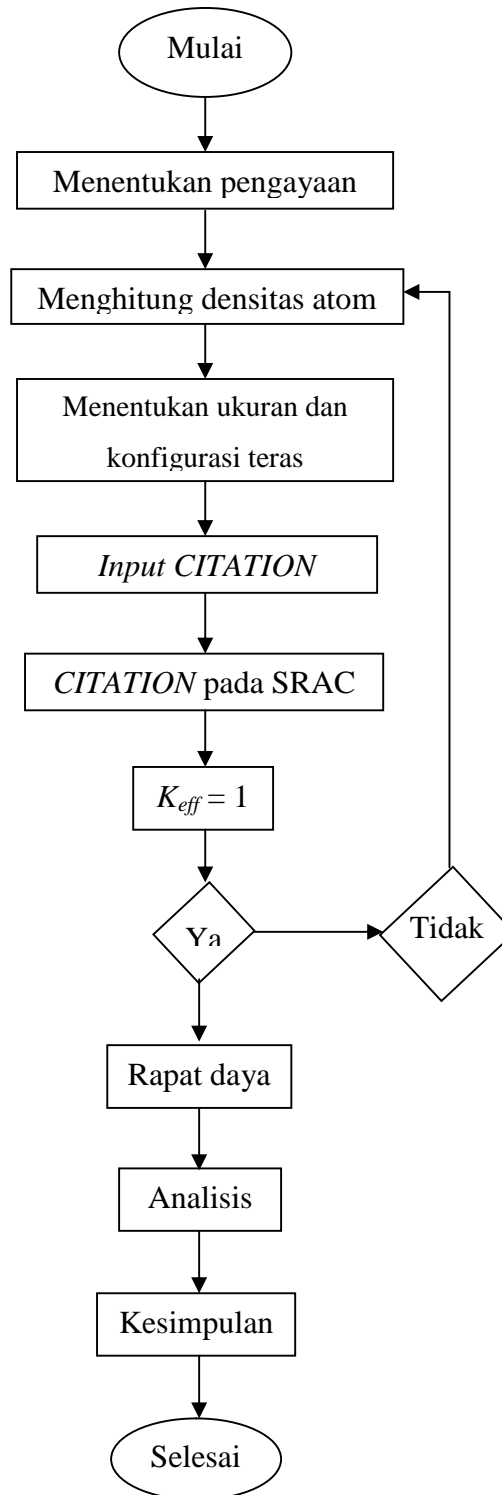
Nilai dari *output* yang dilihat sebagai standar adalah besarnya k_{eff} (faktor multiplikasi efektif). Dimana nilai k_{eff} ini menunjukkan kekritisan pada reaktor yang besarnya sama dengan satu ($k_{eff} = 1$). Jika besarnya $k_{eff} > 1$ disebut reaktor superkritis karena jumlah neutron meningkat sebagai fungsi waktu. Sedangkan jika besarnya nilai $k_{eff} < 1$ reaktor subkritis karena jumlah neutron menurun sebagai fungsi waktu (Zweifel, 1973).

Selain k_{eff} , *output* yang akan dihasilkan adalah distribusi rapat daya di dalam teras reaktor. Besarnya rapat daya sebuah reaktor menunjukkan besarnya daya yang dihasilkan persatuan volume (Alfa, 2005). Distribusi rapat daya merupakan salah satu analisis keselamatan reaktor. Distribusi rapat daya tersebut dapat digunakan

untuk menentukan ada atau tidaknya reaktor daya puncak dan suhu bahan bakar minimum dari suatu teras reaktor yang melampaui batas yang diizinkan.

D. Diagram Alir Penelitian

Adapun diagram alir pada penelitian ini ditunjukkan pada Gambar 8.



Gambar 8. Diagram alir penelitian

V. KESIMPULAN

Adapun kesimpulan dari penelitian ini adalah sebagai berikut.

1. Teras reaktor SCWR model teras silinder (r,z) berada pada kondisi kritis dengan nilai k -efektif sebesar 1,000008.
2. Pengayaan bahan bakar U-233 yang menghasilkan teras reaktor dalam kondisi kritis sebesar 1,7805% pada *inner fuel*, dan 2,5% pada *outer fuel*.
3. Konfigurasi teras reaktor yang menghasilkan kondisi teras reaktor dalam kondisi kritis adalah ukuran baris (r) 130 cm dan kolom (z) 180 cm.
4. Teras reaktor pada penelitian ini menghasilkan daya termal sebesar 3000 MWth, dengan nilai rapat daya maksimal sebesar 199,6577 Watt/cm³ yang terletak pada titik $r = 1$ dan $z = 15$.
5. Rapat daya rata-rata pada baris (r) 1 adalah 133,5877 Watt/cm³ dengan faktor puncak (*peak*) daya 1,494582.
6. Rapat daya rata-rata pada kolom (z) 15 adalah 131,9517 Watt/cm³ dengan faktor puncak daya 1,513111.

DAFTAR PUSTAKA

- Abdullah, A.G., Su'ud, Z., Yulianti, Y. 2009. *Simulasi Kecelakaan Reaktor Nuklir Jenis Gas Cooled Fast Reaktor*. Seminar Nasional Electrical, Informatics and it's Education. Page 1-7.
- Alfa, T., & Sudjadmi, K. 2015. *Fisika Reaktor-Pelatihan Penyelenggaraan Operator dan Supervisor Reaktor TRIGA 2000*. Pusat Pendidikan dan Pelatihan BATAN. Bandung. Page 285-290.
- Ashby, M. F., and Smidman, M. 2010. *Materials for Nuclear Power Systems*. Granta Material Inspiration. Cambridge University. UK. Page 2.
- Ammirabile, L. 2010. Studies on Supercritical Water Reaktor Fuel Assemblies Using The Sub-channel Code COBRA-EN. *Journal Of Nuclear Engineering and Design*. Volume 240 page 3087-3094.
- Ariani, M., Shafii, MA., Abdullah, AG., Su'ud, Z. 2010. Studi Awal Desain Reaktor Cepat Berpendingin Gas Berbasis Bahan Bakar Uranium Alam. *Proceeding Seminar dan Workshop Nasional Pendidikan Teknik Elektro (SWNE)*. Page 93-98.
- Bae, K.M., Joo, H.K., Bae, Y.Y., 2007. *Conceptual Design of a 1400 MWe Supercritical Water Cooled Reactor Core with a Cruciform Type U/Zr Solid Moderator*. In: Proceedings of ICAPP '07. Nice, France.
- Bassi, C., & Marque, M. 2008. Reliability Assessment of 2400 MWth Gas-Cooled Fast Reactor Natural Circulation Decay Heat Removal in Pressurized Situations. *Research Article of Nuclear Installations Volume 2008*. Article ID 287376. Page 1-16.
- Bawani, S. 2015. *Desain Reaktor Air Superkritis (Supercritical Cooled Water Reactor) dengan Menggunakan Bahan Bakar Uranium-Thorium Model Teras Silinder*. Skripsi. FMIPA Universitas Lampung. Bandar Lampung.
- Benedict, M., Pigford, T.H & Levi, H.W. 1981. *Nuclear Chemical Engineering*. Mc Graw-Hill. New York. Page 647 dan 693-697.

- Buongiorno, J. 2003. Generation IV R&D Activities for the Development of the SCWR. *Progress report for the FY-03 Idaho National Engineering and Design*. Volume 240 page 1.
- Buongiorno, J., Sterbentz, JW., MacDonald, P., 2006. Study of Solid Moderators for the Thermal-Spectrum Supercritical Water-Cooled Reactor. *Nuclear Technology*. Volume 153 page 282-303.
- Cothorn, C., Richard, Rebers, P. 1991. *Radon, Radium, and Uranium in Drinking Water*. Lewis Publishers, Inc. In The United States of America. Page 159-165.
- Dam, H.V., Hagen, V.D., Hoogenboom, J.E. 2005. *Nuclear Reactor Physics*. Delft University of Technology. The Nezerlands. Page 62-65.
- Deuderstadt, J.J., and Hamilton, L.J. 1976. *Nuclear Reactor Analysis*. John Wiley and Sons, Inc. New York. Page 447-460.
- Dobashi, K., Oka, Y., Koshizuka, S., 1998. Conceptual design of a high temperature power reactor cooled and moderated by supercritical light water. *Nuclear Energy*. Volume 25 page 487-505.
- Duffey, R.B. 1999. *Vision of Energy Supply in the 21st Century: Managing Global Bonfire*. Climate Change and Energy Options Symposium-CNS Proceedings. Ottawa, Ontario, Canada. Page 1.
- ESDM. 2016. (Online) tersedia <http://www.esdm.go.id/berita/37-umum/2133-hingga-2030-permintaan-energi-dunia-meningkat-45-.html>. *Hingga 2030, Permintaan Energi Dunia Meningkat 45%*. Diakses pada tanggal 16 Juni 2016.
- GEN IV, 2002. *A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems*. Gen IV International Forum. Page 40-45.
- Husna, A.M. 1998. *Prospek Bahan Bakar Maju U-Mo Berdensitas Tinggi sebagai Bahan Bakar Reaktor Riset*. Prosiding Presentasi Ilmiah Daur Bahan Bakar Nuklir IV PEBN-BATAN. Jakarta. Page 252-258
- IAEA, 2007. *Advanced Applications of Water Cooled Nuclear Power Plants*. International Atomik Energy Agency. Vienna. Page 4-5.
- Kamei, T., & Hakami, S. 2011. Evaluation of Implementation of Thorium Fuel Cycle with LWR and MASR. *Journal of Proggres in Nuclear Energy*. Volume 53. Page 820-824
- Kamei, K., Yamaji, A., Ishiwatari, Y., Oka, Y., 2005. *Fuel and Core Design of Super LWR with Stainless Steel Cladding*. In: Proceedings of ICAPP '05. Seoul, Korea. Volume 5 page 2711-2720.

- Kidd, S.W. 2009. *Nuclear Fuel Resources*. CRC Press. New York. Page 85.
- Lewis, E.E. 2008. *Fundamentals of Nuclear Reactor Physics*. Academic Press. USA. Page 134
- MacDonald, P., Buongiorno, J., Sterbentz, J.W., Davis, C., Witt, R., 2004. Feasibility Study of Supercritical Water Cooled Reactors for Electric Power Production. *Final Report*, INEEL/EXT-04-02530. Page 4-6.
- Michael J., Driscoll, and Pavel H. 2005. *Reactor Physics Challenges in Gen-IV Reactor Design*. Nuclear Engineering and Technology. Volume 27 No. 1.
- Oka, Y., Koshizuka, S., Yamasaki, T., 1992. Direct Cycle Light Water Reactor Operating at Supercritical Pressure. *Nuclear Science & Technology*. Volume 29 page 585–588.
- Oka, Y., Koshizuka, S., Ishiwatari, Y., and Yamaji, A. 2003. *Conceptual Design of High Temperature Reactor Cooled by Supercritical Light Water*. ICAAP. Cordoba: Spain. Page 77.
- Okumura, K., Kugo, T., Kaneko, K., and Thuchihashi, K. 2006. *A Comprehensive Neutronics Calculation Code System*. Japan. JAEA. Page 4-26
- Okumura, Keisuke. 2007. *Introduction of SRAC for Reactor Physics Analyses*. Japan: JAEA. Page 10-15.
- Reiss, T., Csom, Gy., Feher, S., and Czirus. 2010. The Simplified Water-cooled Reactor (SSCWR), a New SCWR Design. *Journal of Progress in Nuclear Energy*. Volume 57. Page 177-189.
- Sahasrabudde, K. 2010. *Nuclear Breeding*. Stanford University. Page 1.
- Schulenberg, T., Starflinger, J., Heinecke, J., 2006. *Three Pass Core Design Proposal for a High Performance Light Water Reactor*. 2nd COE-INES-2 International Conference on Innovative Nuclear Energy Systems, INES-2. Yokohama, Japan. Page 526-531.
- Shan, J., Chen, W., Rhee, B.W., and Leung, K.H.L. 2010. *Coupled neutronics/thermal-hydraulics analysis of CANDU-SCWR fuel channel*. *Annals of Nuclear Energy*. Page 58–65.
- Shultis, J.K., and Faw, R.F. 2007. *Fundamentals of Nuclear Science and Engineering Second Edition*. CRC Press. Francis. Page 300-304.
- Sriyono. 2008. Kajian Permasalahan Material Terhadap Proses Korosi pada Air Suprkritis Reactor SCWR. *Jurnal Prosiding Seminar Nasional ke-14 Teknologi dan Keselamatan PLTN serta Fasilitas Nuklir*. Page 1-6.

- Stacey, W.M. 2001. *Nuclear Reactor Physics*. John Wiley and Sons, Inc. Canada. Page 12-15.
- Tsiklauri, G.V., Talbert, R.J., Schmitt, B.E., Filippov, G.A., Bogojavlensky, R.G., and Grishanin, E.I. 2005. Supercritical Steam Cycle for Nuclear Power Plant. *Journal of Nuclear Engineering and Design*. Volume 235. Page 1651-1664.
- Utami, R dan Yulianti, Y. 2013. Desain Reaktor Air Superkritis (*Super Critical Water Reactor*) dengan Bahan Bakar Thorium. *Jurnal Ilmu Dasar*. Volume 14 No. 1. Page 1-6.
- Vogt, B., Starflinger, J., Schulenberg, T., 2006. *Near Term Application of Supercritical Water Technologies*. In: Proceedings of ICONE-14. Miami, USA. Page 719-727.
- Wilson, J.N, A., Bidaud, N., Capellan, R., Chambon, S., David, P., Guillemin, E., Ivanov, A., Nuttin, O., Meplan. 2009. Economy of Uranium Resources in a Three Component Reactor Fleet With Mixed Thorium/Uranium Fuel Cycles. *Journal of Annals of Nuclear Energy*. Volume 36. Page 404-408.
- World Nuclear, 2016. <http://www.worldnuclear.info/world-population/>. *World Population: Past, Present, and Future*. Diakses pada tanggal 27 Januari 2016.
- Yamaji, A., Oka, Y., Koshizuka, S., 2003. *Three-Dimensional Core Design of SCLWR-H with Neutronic and Thermal-Hydraulic Coupling*. In: Proceedings of GLOBAL2003. New Orleans, USA. Page 1763-1771.
- Yvon, P & Carre, F. 2009. Structural Materials Challenges for Advanced Reactor Systems. *Journal of Nuclear Materials*. Page 217-222.
- Zweifel, P. F. 1973. *Reactor Physics*. McGraw-Hill. USA. Page 74.