

**STUDI PERHITUNGAN LAJU REAKSI NEUTRON DALAM REAKTOR SCWR  
(*SUPERCRITICAL WATER REACTOR*) MODEL PERANGKAT (*ASSEMBLY*)  
HEKSAGONAL BERBAHAN BAKAR THORIUM**

**(Skripsi)**

**Oleh**

**Apriliana**



**FAKULTAS MATEMATIKA DAN ILMU PENGETAHUAN ALAM  
UNIVERSITAS LAMPUNG  
BANDAR LAMPUNG  
2018**

## ABSTRAK

### STUDI PERHITUNGAN LAJU REAKSI NEUTRON DALAM REAKTOR SCWR (*SUPERCRITICAL WATER REACTOR*) MODEL PERANGKAT (*ASSEMBLY*) HEKSAGONAL BERBAHAN BAKAR THORIUM

Oleh

Apriliana

Perhitungan laju reaksi fisi dan reaksi penangkapan neutron dengan dan tanpa filter menggunakan kode REACT pada program SRAC. Hasil perhitungan yang diperoleh menunjukkan nilai laju reaksi fisi dengan dan tanpa filter pada material 1 mengalami kenaikan seiring dengan peningkatan persentase pengayaan  $U^{233}$ . Nilai tertinggi laju reaksi fisi dengan filter yaitu  $5,7194 \times 10^{-2}$  reaksi/cm<sup>3</sup>s dan tanpa filter  $6,1361 \times 10^{-2}$  reaksi/cm<sup>3</sup>s. Sedangkan nilai laju reaksi penangkapan dengan dan tanpa filter mengalami penurunan seiring peningkatan persentase pengayaan  $U^{233}$ . Nilai tertinggi laju reaksi penangkapan dengan filter yaitu  $2,2156 \times 10^{-2}$  reaksi/cm<sup>3</sup>s dan tanpa filter  $2,4906 \times 10^{-2}$  reaksi/cm<sup>3</sup>s. Pada material 3, nilai laju reaksi fisi dan reaksi penangkapan neutron dengan dan tanpa filter mengalami penurunan seiring peningkatan persentase pengayaan  $U^{233}$  pada material 1. Nilai tertinggi laju reaksi fisi dengan filter yaitu  $1,5218 \times 10^{-2}$  reaksi/cm<sup>3</sup>s dan tanpa filter  $1,6293 \times 10^{-2}$  reaksi/cm<sup>3</sup>s. Nilai tertinggi laju reaksi penangkapan dengan filter yaitu  $2,2156 \times 10^{-2}$  reaksi/cm<sup>3</sup>s dan tanpa filter  $2,3993 \times 10^{-2}$  reaksi/cm<sup>3</sup>s. Nilai laju reaksi neutron dengan filter lebih kecil dibandingkan nilai laju reaksi neutron tanpa filter.

**Kata kunci:** laju reaksi neutron, SCWR, thorium, SRAC.

## ABSTRACT

### STUDY NEUTRON REACTION RATE CALCULATION IN THE REACTOR SCWR HEXAGONAL ASSEMBLY USING THORIUM AS FUEL MATERIALS

By

**Apriliana**

*The calculation of fission and capture reaction rate with and without filter has been done using REACT of SRAC. In material 1 fission reaction rate with and without filter were increased by increasing percent of  $U^{233}$ . The highest fission reaction rate with filter was  $5,7194 \times 10^{-2}$  reaction/cm<sup>3</sup>s and without filter was  $6,1361 \times 10^{-2}$  reaction/cm<sup>3</sup>s. Meanwhile capture reaction rate with and without filter were decreased by increasing percent of  $U^{233}$ . The highest capture reaction rate with filter was  $2,2156 \times 10^{-2}$  reaction/cm<sup>3</sup>s and without filter was  $2,4906 \times 10^{-2}$  reaction/cm<sup>3</sup>s. In material 3, fission and capture reaction rate with and without filter were decreased by increasing percent of  $U^{233}$  in material 1. The highest fission reaction rate with filter was  $1,5218 \times 10^{-2}$  reaction/cm<sup>3</sup>s and without filter was  $1,6293 \times 10^{-2}$  reaction/cm<sup>3</sup>s. The highest capture reaction rate with filter was  $2,2156 \times 10^{-2}$  reaction/cm<sup>3</sup>s and without filter was  $2,3993 \times 10^{-2}$  reaction /cm<sup>3</sup>s. Neutron reaction rate with filter was smaller than neutron reaction rate without filter.*

**Keywords:** neutron reaction rate, SCWR, thorium, SRAC.

**STUDI PERHITUNGAN LAJU REAKSI NEUTRON DALAM REAKTOR  
SCWR (*SUPERCRITICAL WATER REACTOR*) MODEL PERANGKAT  
(*ASSEMBLY*) HEKSAGONAL BERBAHAN BAKAR THORIUM**

Oleh

**APRILIANA**

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  
2018**

Judul Skripsi

**: STUDI PERHITUNGAN LAJU REAKSI  
NEUTRON DALAM REAKTOR SCWR  
(SUPERCRITICAL WATER REACTOR)  
MODEL PERANGKAT (ASSEMBLY)  
HEKSAGONAL BERBAHAN BAKAR  
THORIUM**

Nama Mahasiswa

: **Apriliana**

Nomor Pokok Mahasiswa

: **1417041013**

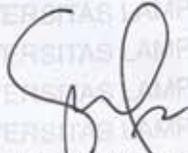
Jurusan

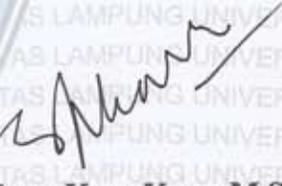
: **Fisika**

Fakultas

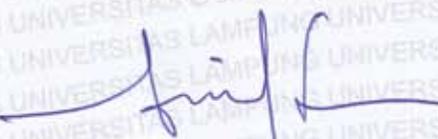
: **Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam**



  
**Dr. Yanti Yulianti, S.Si., M.Si.**  
NIP. 19751219 200012 2 003

  
**Drs. Pulung Karo Karo, M.Si.**  
NIP. 196107231986031003

**2. Ketua Jurusan Fisika**



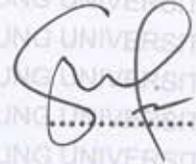
**Arif Surtono, S.Si., M.Si., M.Eng.**  
NIP. 19710909 200012 1 001

**MENGESAHKAN**

**1. Tim Penguji**

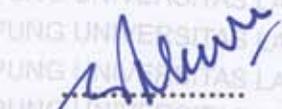
**Ketua**

**: Dr. Yanti Yullianti, S.Si., M.Si.**



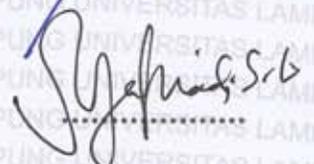
**Sekretaris**

**: Drs. Pulung Karo Karo, M.Si.**



**Penguji**

**Bukan Pembimbing : Drs. Syafriadi, M.Si.**



**2. Dekan Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam**



**Prof. Warsito, S.Si., DEA., Ph.D.**  
**NIP. 19710212 199512 1 001**

**Tanggal Lulus Ujian Skripsi : 04 September 2018**

## PERNYATAAN

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, September 2018



Apriliana  
NPM. 1417041013

## RIWAYAT HIDUP

Penulis dilahirkan di Waykerap, Semaka, Tanggamus pada tanggal 01 April 1996. Anak ketiga dari pasangan Bapak Armin dan Ibu Sakdiyah. Penulis menyelesaikan pendidikan di SD Negeri 2 Waykerap tahun 2008, SMP Negeri 1 Semaka tahun 2011, dan SMA YP. Bhakti Utama Bandar Lampung tahun 2014.

Selanjutnya pada tahun 2014 penulis diterima sebagai mahasiswa Jurusan Fisika Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam melalui jalur Seleksi Bersama Masuk Perguruan Tinggi Negeri (SBMPTN). Selama menjadi mahasiswa, penulis aktif di kegiatan kampus yaitu HIMAFI FMIPA UNILA sebagai anggota biro kesekretariatan dari tahun 2015-2016, ROIS FMIPA UNILA sebagai anggota bidang humas dari tahun 2015-2016, BEM FMIPA UNILA sebagai bendahara departemen pemberdayaan wanita pada tahun 2016.

Penulis melakukan Praktik Kerja Lapangan (PKL) di BSBM-PSTBM BATAN Serpong dengan judul “Sintesis dan Analisis Fasa Sample Perovskite Sistem  $\text{BiFe}_{1-x}\text{Mn}_x\text{O}_3$ ”. Penulis melakukan Kuliah Kerja Nyata (KKN) di desa Way Empulau Ulu Kecamatan Balik Bukit Kabupaten Lampung Barat. Selanjutnya penulis melakukan penelitian “Studi Perhitungan Laju Reaksi Neutron dalam Reaktor SCWR (*Supercritical Water Reactor*) Model Perangkat (*Assembly*)

Heksagonal Berbahan Bakar Thorium” sebagai tugas akhir di Jurusan Fisika  
Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam Universitas Lampung.

## **MOTTO**

“APA YANG BISA DIKERJAKAN HARI INI JANGAN  
TUNDA SAMPAI BESOK”

“ DIMANA ADA KEMAUAN DISITU ADA JALAN”

“JANGAN PERNAH LELAH UNTUK BERUSAHA, KARENA  
KITA TAK AKAN PERNAH TAU USAHA KEBERAPA YANG  
AKAN MENCAPAI KEBERHASILAN”

Aku persembahkan karya ku ini kepada:

Bapak dan Emak ku yang selalu mendo'akanku,  
mengasihiku, mendukungku, menyemangatiku dan sebagai  
motivator terbesar dalam hidupku

Kakak-kakaku serta keluarga besar yang menjadi  
penyemangatku

Dosenku yang telah mengajarkan banyak ilmu dan mendidik  
serta membimbingku

Sahabat dan Teman-teman Seperjuanganku Fisika  
FMIPA UNILA Angkatan 2014

Almamater Tercinta.

## KATA PENGANTAR

Puji syukur kehadirat Allah SWT, yang telah memberikan kesehatan, rahmat dan karunia-Nya sehingga penulis dapat menyelesaikan skripsi yang berjudul **“Studi Perhitungan Laju Reaksi Neutron dalam Reaktor SCWR (*Supercritical Water Reactor*) Model Perangkat (*Assembly*) Heksagonal Berbahan Bakar Thorium”**. Tujuan penulisan skripsi ini adalah sebagai salah satu persyaratan untuk mendapatkan gelar S1 dan juga melatih mahasiswa untuk berpikir cerdas dan kreatif dalam menulis karya ilmiah.

Penulis menyadari masih banyak kekurangan dalam skripsi ini, oleh karena itu penulis mengharapkan kritik dan saran yang membangun. Akhir kata, semoga skripsi ini dapat bermanfaat bagi mahasiswa pada khususnya dan masyarakat umum.

Bandar Lampung, September 2018

Penulis,

**Apriliana**

## 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 yang telah memberikan bimbingan dan arahan yang mendukung dari awal sampai akhir penulisan.
2. Bapak Drs. Pulung Karo Karo, M.Si. sebagai pembimbing II yang telah mengoreksi format penulisan, memberikan kritik dan saran selama penulisan skripsi.
3. Bapak Drs. Syafriadi, M.Si. sebagai penguji yang telah mengoreksi kekurangan, memberi kritik dan saran selama penulisan skripsi.
4. Bak dan Emak ku yang telah membesarkan, mendoakan, mendidik, mendukung dan menjadi motivasi terbesar dalam hidupku.
5. Bapak Arif Surtono, S.Si., M.Si., M.Eng. sebagai Pembimbing Akademik sekaligus Ketua Jurusan Fisika FMIPA Unila, yang telah memberikan bimbingan serta nasehat dari awal perkuliahan sampai menyelesaikan tugas akhir.
6. Para dosen serta karyawan di Jurusan Fisika, Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam, Universitas Lampung.

7. Nasta Meina Dilaga yang telah membantu, mendoakan, menemani, dan mendukungku.
8. Sahabat-sahabatku Merah Cabe *all crew*, Saskia, Ulum dan Santi yang selalu *mensupportku*.
9. Anak-anak bunda Nasta, Aning, Mey, Dika, Harry, Rasyid, Ica, Adel, dan Edo yang selalu menyemangati cepat selesainya tugas skripsi ini.
10. Rekan-rekan seperjuangan fisika FMIPA angkatan 2014 yang selama ini memberikan semangat, candaan dan motivasi.
11. Seluruh pihak yang telah membantu dan menyemangati dalam menyelesaikan skripsi ini.

Bandar Lampung, September 2018

Penulis

Apriliana

## DAFTAR ISI

	<b>Halaman</b>
<b>ABSTRAK</b> .....	i
<b>ABSTRACT</b> .....	ii
<b>HALAMAN JUDUL</b> .....	iii
<b>HALAMAN PERSETUJUAN</b> .....	iv
<b>HALAMAN PENGESAHAN</b> .....	v
<b>HALAMAN PERNYATAAN</b> .....	vi
<b>RIWAYAT HIDUP</b> .....	vii
<b>MOTTO</b> .....	ix
<b>PERSEMBAHAN</b> .....	x
<b>KATA PENGANTAR</b> .....	xi
<b>SANWACANA</b> .....	xii
<b>DAFTAR ISI</b> .....	xiv
<b>DAFTAR GAMBAR</b> .....	xvi
<b>DAFTAR TABEL</b> .....	xvii
<b>I. PENDAHULUAN</b>	
A. Latar Belakang .....	1
B. Rumusan Masalah .....	4
C. Batasan Masalah .....	4
D. Tujuan Penelitian .....	5
E. Manfaat Penelitian .....	5

## II. TINJAUAN PUSTAKA

A. Reaktor Nuklir .....	6
B. Jenis – Jenis Reaktor .....	9
C. Thorium .....	11
D. Faktor Multiplikasi ( $K_{eff}$ ) .....	12
E. Persamaan Difusi Neutron .....	14
F. Laju Reaksi Neutron .....	16
G. <i>Standard Thermal Reactor Analysis Code</i> (SRAC) .....	22

## III. METODOLOGI PENELITIAN

A. Waktu dan Tempat penelitian .....	25
B. Alat dan Bahan Penelitian .....	25
C. Prosedur Penelitian .....	25
D. Diagram Alir Penelitian .....	32

## IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

A. Desain Reaktor SCWR dengan Model <i>Assembly</i> Heksagonal .....	33
B. Densitas Atom dan Pengayaan Bahan Bakar .....	36
C. Perhitungan Laju Reaksi Neutron .....	38

## V. KESIMPULAN DAN SARAN

A. Kesimpulan .....	48
B. Saran .....	49

## DAFTAR PUSTAKA

## LAMPIRAN

## DAFTAR GAMBAR

	<b>Halaman</b>
Gambar 1. Skema reaksi fisi berantai .....	6
Gambar 2. Skematik reaktor jenis SCWR .....	10
Gambar 3. Grafik banyaknya neutron terhadap waktu di dalam reaktor .....	14
Gambar 4. Struktur sistem SRAC .....	23
Gambar 5. Geometri untuk Pij dengan model <i>assembly</i> heksagonal (IGT = 12) ....	26
Gambar 6. Diagram alir penelitian .....	32
Gambar 7. Desain reaktor SCWR model <i>assembly</i> berbentuk heksagonal .....	34
Gambar 8. Laju reaksi neutron material 1 (a) pengayaan 1% (b) pengayaan 5% ....	43
Gambar 9. Laju reaksi neutron material 3 (a) pengayaan 1% (b) pengayaan 5% ....	45
Gambar 10. Spektrum neutron pada pengayaan 1-5% .....	46

## DAFTAR TABEL

	Halaman
Tabel 1. Karakteristik material .....	35
Tabel 2. Fraksi volume dari material yang digunakan .....	36
Tabel 3. Densitas atom dan pengayaan bahan bakar .....	37
Tabel 4. Densitas atom <i>cladding</i> dan moderator .....	37
Tabel 5. Nilai laju reaksi fisi dan penangkapan detektor tanpa filter .....	39
Tabel 6. Nilai laju reaksi fisi dan penangkapan detektor dengan filter .....	41

## I. PENDAHULUAN

### A. Latar Belakang

Berdasarkan data di Badan Pusat Statistik pertumbuhan penduduk di Indonesia cukup besar dan meningkat setiap tahunnya, sehingga kebutuhan energi listrik juga ikut meningkat. Pada akhir tahun 2016 penjualan energi listrik PLN naik menjadi sebesar 216.004,32 GWh dari tahun sebelumnya yaitu sebesar 202.845,82 GWh atau 6,48%. Sementara penyediaan tenaga listrik sebesar 248.610,52 GWh yang terdiri dari produksi tenaga listrik PLN sebesar 183.808,97 GWh dan pembelian sebesar 64.801,55 GWh. (Kementrian Energi dan Sumber Daya Mineral, 2017).

Saat ini, sumber energi listrik yang ada di Indonesia hanya terfokus pada energi fosil. Sedangkan cadangan energi fosil yang ada di Indonesia hanya mampu bertahan selama kurang lebih 10 tahun ke depan. Untuk mengatasi masalah kekurangan sumber energi listrik, beberapa negara telah menggunakan Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir (PLTN) sebagai pilihan energi alternatif. Selain karena cadangan fosil yang semakin berkurang, juga untuk mengurangi polusi udara yang disebabkan oleh pembakaran dari bahan bakar fosil.

PLTN adalah salah satu bentuk pemanfaatan energi reaktor nuklir untuk kebutuhan energi listrik. Reaktor nuklir biasanya memanfaatkan bahan fisil dan

fertil sebagai bahan bakar. Uranium (U) alam merupakan salah satu bahan fisil yang sering digunakan sebagai bahan bakar utama sebuah reaktor nuklir. Uranium alam yang terdapat dalam lapisan kerak bumi utamanya tersusun atas campuran isotop  $U^{238}$  dan  $U^{235}$  (Kidd, 2009). Dalam 1 gram uranium menghasilkan energi yang setara dengan 2,5 ton batu bara (Soentono, 1998). Selain Uranium, unsur lain yang dapat digunakan sebagai bahan bakar reaktor nuklir adalah Thorium.

Thorium alam merupakan bahan fertil. Isotop Thorium-232 ( $Th^{232}$ ) dapat digunakan sebagai bahan bakar reaktor nuklir. Saat  $Th^{232}$  mengalami reaksi penangkapan neutron, maka akan menghasilkan bahan fisil  $U^{233}$  (Stacey, 2001). Saat ini negara-negara yang memiliki PLTN menggunakan Thorium sebagai bahan bakar reaktor nuklir, karena ketersediaan Thorium di alam 4 kali lebih banyak dibanding Uranium alam.

Thorium terkandung dalam mineral monasit yang dapat ditemukan dalam batuan granit dari hasil sisa erosi. Sedangkan di Indonesia banyak bukit-bukit yang tersusun atas batuan sisa erosi (Ngadenin et al., 2014). Oleh karena itu, pembangunan PLTN di Indonesia bisa dilakukan mengingat ketersediaan Thorium di Indonesia cukup melimpah.

*Supercritical Water Reactor* (SCWR) merupakan salah satu jenis reaktor yang dirancang sebagai sumber energi listrik. Reaktor SCWR merupakan reaktor masa depan (Oka et al., 2010). Salah satu keuntungan dari reaktor SCWR adalah reaktor jenis ini memiliki efisiensi termal yang tinggi dan dalam pembangunannya cukup sederhana (Tsiklauri et al., 2005). Reaktor SCWR beroperasi pada temperatur dan tekanan superkritis yang akan menghilangkan proses pendidihan

teras (*boiling*), karena pendinginannya menggunakan fase air yang sama (Anggoro et al., 2013).

Teras (inti) reaktor merupakan salah satu bagian yang terpenting dari reaktor nuklir (Duderstads and Hamilton, 1976). Pada sebuah inti reaktor nuklir terdapat bahan bakar reaktor, selongsong, batang kendali, dan pendingin reaktor. Reaksi fisi biasanya akan berlangsung pada bagian bahan bakar reaktor nuklir. Reaksi fisi yang terjadi harus selalu terkendali dengan nilai faktor multiplikasi efektif ( $k_{eff}$ ) sama dengan 1. Hal ini menunjukkan bahwa reaktor dalam keadaan kritis (Tadeus et al., 2010). Energi yang dihasilkan dari sebuah reaktor sangat bergantung pada produksi neutron dari inti reaktor (Martha et al., 2016).

Ketika merancang sebuah reaktor nuklir, maka harus diperhitungkan nilai daya yang dihasilkan. Distribusi fluks neutron yang merata akan menentukan daya reaktor (Shafii, 2015). Oleh sebab itu perlu dilakukannya perhitungan fluks neutron. Seperti halnya fluks neutron, laju reaksi neutron juga perlu untuk diperhitungkan. Laju reaksi neutron yang tidak merata akan mengakibatkan pemuncakan daya pada reaktor (Martha et al., 2016). Nilai fluks neutron dan penampang lintang yang dihasilkan dapat digunakan untuk menghitung laju reaksi neutron dalam sel bahan bakar (Okumura, 2006).

Dengan mempertimbangkan pembahasan sebelumnya, maka dilakukan Studi Perhitungan Laju Reaksi Neutron dalam Reaktor SCWR Model Perangkat (*Assembly*) Heksagonal Berbahan Bakar Thorium. Penelitian ini bertujuan untuk melakukan perhitungan laju reaksi fisi dan reaksi penangkapan neutron pada reaktor SCWR.

Perhitungan laju reaksi neutron dilakukan dengan menggunakan *REACT* pada program *Standard thermal Reactor Analysis Code* (SRAC) yang dikembangkan oleh *Japan Atomic Energy Research Institute* (JAERI) di *Japan Atomic Energy Agency* (JAEA) Jepang.

## **B. Rumusan Masalah**

Rumusan masalah pada penelitian ini adalah:

1. Bagaimana hasil perhitungan laju reaksi neutron reaktor SCWR dengan bahan bakar thorium setelah memperhitungkan pengayaan bahan bakar?
2. Bagaimana perbandingan nilai laju reaksi neutron menggunakan detektor tanpa filter dengan laju reaksi netron menggunakan detektor dengan filter?

## **C. Batasan Masalah**

Batasan masalah pada penelitian ini adalah:

1. Jenis reaktor yang digunakan pada penelitian ini adalah reaktor SCWR
2. Bahan bakar yang digunakan pada penelitian ini adalah Thorium
3. Geometri sel yang digunakan pada penelitian ini adalah heksagonal
4. Persentase pengayaan  $U^{233}$  yang diperhitungkan sebesar 1 sampai dengan 5%
5. Perhitungan laju reaksi neutron yang dilakukan pada reaksi fisi neutron dan reaksi penangkapan neutron

#### **D. Tujuan Penelitian**

Tujuan dari penelitian ini adalah:

1. Menghitung laju reaksi fisi neutron dan laju reaksi penangkapan neutron dalam reaktor SCWR berbahan bakar thorium dengan bentuk *assembly* heksagonal.
2. Mengetahui perbandingan laju reaksi fisi neutron dan laju reaksi penangkapan neutron menggunakan detektor tanpa filter dan menggunakan detektor dengan filter.

#### **E. Manfaat Penelitian**

Manfaat dari penelitian ini adalah:

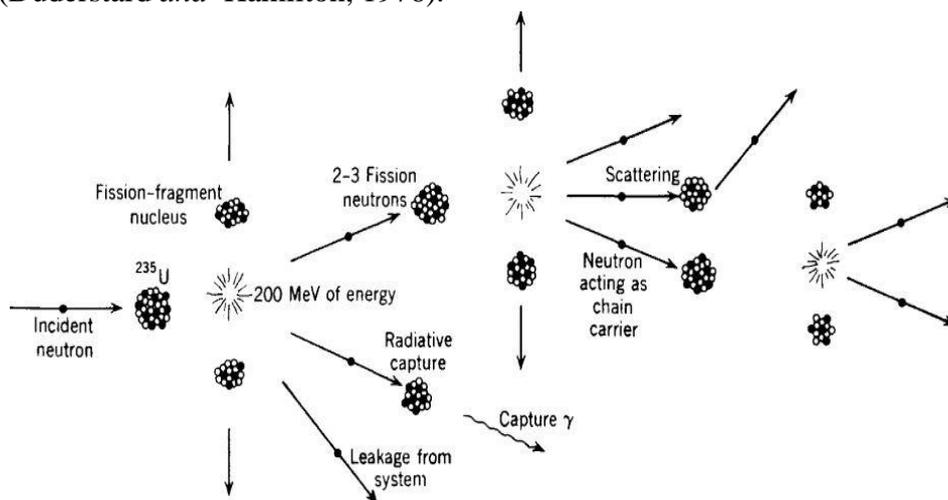
1. Memberikan informasi ilmiah mengenai perhitungan laju reaksi neutron pada reaktor SCWR.
2. Memberikan kontribusi dalam penelitian reaktor nuklir dengan bahan bakar Thorium.
3. Memberikan informasi mengenai solusi untuk mengatasi masalah kekurangan energi listrik di Indonesia.

## II. TINJAUAN PUSTAKA

### A. Reaktor Nuklir

Reaktor menurut arti sesungguhnya adalah tempat berlangsungnya reaksi. Sedangkan reaktor nuklir adalah tempat berlangsungnya reaksi nuklir. Reaktor nuklir sudah banyak digunakan baik di negara maju maupun negara berkembang. Reaktor yang beroperasi di dunia sebagian besar digunakan sebagai pembangkit listrik tenaga nuklir (PLTN).

Reaksi fisi adalah pembelahan inti atom berat menjadi inti-inti atom yang lebih ringan akibat tumbukan dengan neutron, yang menghasilkan energi dalam 200 MeV yang setara dengan  $3,204 \times 10^{-11}$  Joule ditunjukkan pada Gambar 1 (Duderstard *and* Hamilton, 1976).



Gambar 1. Skema reaksi fisi berantai (Duderstard *and* Hamilton, 1976).

Neutron baru yang dihasilkan dari reaksi fisi merupakan neutron cepat. Di dalam reaktor *thermal* neutron baru mengalami proses moderasi oleh moderator menjadi neutron *thermal*. Neutron *thermal* tersebut berdifusi dalam medium bahan bakar sebelum mengalami kemungkinan bereaksi dengan inti lainnya, yang juga menghasilkan neutron. Kejadian seperti ini berulang terus dan dikenal sebagai reaksi berantai nuklir. Untuk mengontrol reaksi berantai dan pelepasan energi, diperlukan mekanisme pengendali seperti batang kendali yang terbuat dari bahan penyerap neutron. Mekanisme inilah yang mempertahankan kestabilan reaksi berantai dan daya keluaran (Duderstard *and* Hamilton, 1976).

Neutron baru hasil pembelahan memiliki kecepatan yang sangat tinggi, karena itu agar dapat lebih mudah masuk ke dalam inti atom neutron harus diperlambat. Bahan yang sering digunakan sebagai moderator adalah air biasa yang telah dihilangkan mineralnya. Panas yang dihasilkan di dalam bahan bakar uranium sangat tinggi. Jika tidak dilakukan pendinginan maka bahan bakar bisa mengalami kerusakan atau meleleh (Ariyanto, 2009).

Reaktor nuklir terdiri dari komponen - komponen utama, yaitu :

1. Bahan bakar

Bahan bakar merupakan sumber energi nuklir. Bahan yang banyak digunakan sebagai bahan bakar nuklir adalah uranium-233, uranium- 235, plutonium-239 dan thorium-232 (Benedict et al., 1981). Terdapat dua jenis bahan bakar nuklir yaitu bahan fisil dan fertil. Bahan fisil adalah unsur atau atom yang langsung dapat membelah apabila menangkap neutron, sedangkan bahan fertil merupakan suatu unsur atau atom yang tidak dapat langsung membelah setelah menangkap neutron tetapi akan membentuk bahan fisil (Lewis, 2008).

## 2. 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. Selain itu, moderator juga berfungsi sebagai pendingin primer. Syarat bahan moderator adalah atom dengan nomor massa kecil, memiliki tampang lintang serapan neutron yang kecil, memiliki tampang lintang hamburan yang besar, sesuai dengan jenis reaktor yang akan didesain dan memiliki daya hantar panas yang baik serta tahan terhadap korosi. Moderator yang umum digunakan adalah air (Lewis, 2008).

## 3. Batang kendali

Batang kendali merupakan komponen reaktor yang berfungsi untuk mengontrol keluaran daya dari sebuah reaktor dengan cara mengendalikan jumlah neutron yang dihasilkannya (Lewis, 2008). Bahan yang dipergunakan untuk batang kendali reaktor haruslah memiliki kemampuan tinggi menyerap neutron (Zweifel, 1973), memiliki karakteristik memiliki sifat konduktivitas panas yang cukup, tahan terhadap panas dan radiasi, tidak mudah korosif, dan material harus cukup kuat untuk mematikan reaktor nuklir (Chanakya et al., 2001). Bahan-bahan tersebut antara lain Kadmium (Cd), Boron (B), atau Hafnium (Hf) (Zweifel, 1973).

## 4. Perisai

Inti-inti atom hasil pembelahan dapat menghasilkan radiasi. Radiasi yang dihasilkan oleh reaktor antara lain radiasi partikel alfa, beta, produk fisi, sinar

gamma, dan neutron. Untuk menahan radiasi, umumnya reaktor dikelilingi oleh perisai beton. Bahan perisai yang biasanya digunakan adalah timbal ( $\text{Pb}^{82}$ ), bismuth ( $\text{Bi}^{83}$ ), tungsten ( $\text{W}^{74}$ ) sebagai pelindung radiasi sinar X, besi ( $\text{Fe}^{26}$ ) sebagai pelindung radiasi gamma, Kadmium ( $\text{Cd}^{48}$ ) dan Boron ( $\text{B}^5$ ) sebagai pelindung radiasi neutron (Soentono, 1998).

## **B. Jenis Jenis Reaktor Nuklir**

Berdasarkan fungsinya reaktor nuklir dapat dibedakan menjadi 2 yaitu:

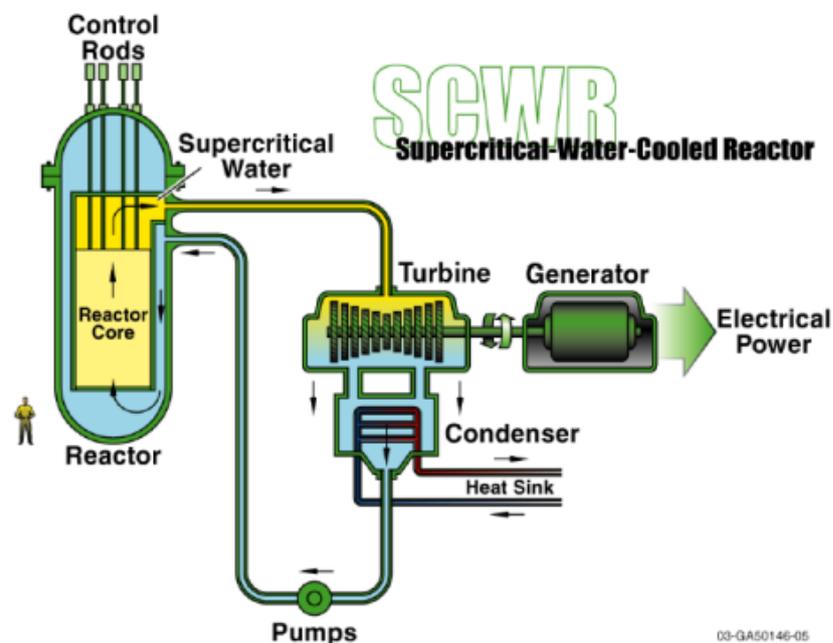
1. Reaktor riset adalah reaktor nuklir yang digunakan untuk berbagai penelitian di bidang aplikasi teknik nuklir, dalam hal ini reaksi nuklir dipakai sebagai sumber neutron dan pada umumnya daya reaktor rendah sebesar 100 kW–30 MW.
2. Reaktor daya adalah reaktor nuklir pembangkit tenaga listrik dengan daya reaktor yang tinggi umumnya diatas 1000 MW. Reaktor tersebut digunakan sebagai pembangkit tenaga panas, hasilnya kemudian diambil oleh sistem pendingin primer dan digunakan pendidihan sistem pendingin sekunder sehingga dihasilkan uap. Dengan tekanan tinggi, uap tersebut digunakan untuk memutar turbin generator untuk menghasilkan tenaga listrik (Susetyo, 1988).

Berdasarkan spektrum neutronnya reaktor nuklir dapat dibedakan menjadi reaktor termal (*thermal reactor*) dan reaktor cepat (*fast reactor*). Reaktor termal menggunakan neutron termal pada proses reaksinya. Pada reaktor termal

diperlukan sebuah moderator untuk memperlambat neutron yang dihasilkan dari proses fisi untuk melakukan reaksi fisi selanjutnya. Reaktor cepat adalah reaktor yang menggunakan neutron cepat untuk proses fisinya. Reaktor ini tidak memerlukan moderator sehingga neutron cepat langsung digunakan untuk proses berikutnya. Pada reaktor cepat neutron memiliki energi (1-2) MeV, yang mampu mengubah bahan fertil menjadi bahan fisil (Duderstard *and* Hamilton, 1976).

Salah satu contoh dari reaktor termal adalah reaktor air superkritis. Reaktor air superkritis (SCWR) merupakan salah satu reaktor generasi ke IV. Reaktor SCWR pada prinsipnya adalah *Low Water Reactor* (LWR) yang bekerja pada tekanan dan temperatur yang lebih tinggi, dengan menggunakan satu siklus langsung (*once-through cycle*) (Anggoro et al., 2013).

Skema umum dari reaktor SCWR ditunjukkan pada Gambar 2.

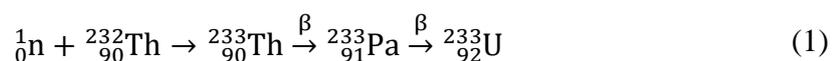


Gambar 2. Skematik reaktor jenis SCWR (Buongiorno, 2003).

Air dipanaskan pada suhu 280 sampai 350° C pada turbin uap menggunakan beberapa *preheater* tekanan rendah (*Low Pressure*) dan *preheater* tekanan tinggi (*High Pressure*) (Schulenberg and Leung, 2016). Reaktor SCWR menggunakan air sebagai moderatornya. Reaktor SCWR mampu beroperasi pada tekanan 25 Mpa diatas titik kritis air yaitu sebesar 22,1 Mpa. Reaktor SCWR menggunakan air sebagai pendingin sekaligus moderator (Oka et al., 2003). Spektrum neutron termal atau cepat dapat digunakan untuk merancang teras reaktor dengan pendingin air yang bertekanan superkritis. Spektrum termal membutuhkan air tambahan sebagai moderator karena kepadatan uap super panas yang rendah (Schulenberg and Leung, 2016).

### C. Thorium

Selain Uranium-238, bahan fertil yang terdapat secara alami juga adalah Thorium- 232. Jika mengalami reaksi penangkapan neutron maka Th-232 dapat menghasilkan bahan fisil Uranium-233 dengan reaksi sebagai berikut:



Reaksi ini menunjukkan bahwa Thorium-232 dapat menjadi bahan bakar alternatif untuk reaktor mengingat kandungan Thorium alam di permukaan bumi mencapai 4 kali lipat dibandingkat Uranium alam (Stacey, 2001). Melalui serangkaian reaksi, thorium alam (Th-232) dapat menghasilkan bahan fisil uranium-233 sehingga memiliki potensi sebagai bahan bakar sebuah reaktor nuklir (Ariani et al., 2015).

Pertimbangan penggunaan thorium sebagai bahan bakar nuklir alternatif adalah thorium mempunyai sifat-sifat nuklir yang unggul dan jumlah cadangannya 3-4 kali lebih besar dibanding uranium. Selain itu, thorium dioksida lebih unggul dibanding uranium dioksida terkait kinerjanya sebagai bahan bakar reaktor. Thorium dioksida merupakan oksida yang sangat stabil sehingga dapat mempertahankan stabilitas dimensinya pada derajat bakar tinggi.

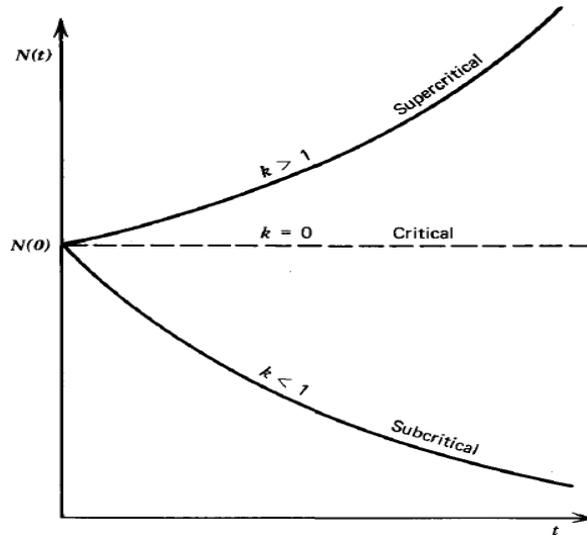
ThO<sub>2</sub> mempunyai konduktivitas panas lebih tinggi dan koefisien ekspansi panas yang lebih rendah dibanding UO<sub>2</sub>, ini berakibat temperatur bahan bakar lebih rendah, yang berdampak *strain* lebih rendah pada kelongsong sehingga hal ini memungkinkan bahan bakar dapat dioperasikan dengan waktu tinggal dalam reaktor yang lebih lama. Titik leleh ThO<sub>2</sub> (3378°C) lebih tinggi sekitar 500°C dibanding uranium dioksida (2865°C). Perbedaan temperatur ini dapat digunakan untuk menyediakan margin keselamatan yang cukup apabila terjadi kenaikan temperatur akibat kehilangan pendingin (*loss of coolant*) (Dewita, 2012).

#### **D. Faktor Multiplikasi ( $K_{eff}$ )**

Di dalam teras reaktor terjadi reaksi berantai yang menghasilkan neutron dalam jumlah tertentu. Dalam reaksi fisi, neutron memiliki peranan penting pada reaksi berantai yang terjadi di dalam reaktor nuklir. Neutron-neutron akan terbentuk akibat dari reaksi fisi, dan akan bergerak di dalam reaktor hingga pada akhirnya berkurang karena proses *leakage*, *capture*, dan *scattering*.

*Leakage* adalah proses keluarnya neutron dari reaktor. *Capture* adalah kemungkinan terjadinya reaksi antara neutron dengan inti lain tetapi tidak menghasilkan reaksi fisi. *Scattering* yaitu terjadinya tumbukan antara neutron dengan inti lain dan mengurangi neutron (Duderstadt & Hamilton, 1976). Secara umum perubahan jumlah neutron akibat reaksi fisi dapat dirumuskan dengan faktor multiplikasi ( $k$ ) (Zweifel, 1973).

Di dalam fisika reaktor, faktor multiplikasi adalah besaran yang menunjukkan perbandingan antara jumlah populasi neutron pada suatu generasi dengan jumlah populasi neutron pada generasi sebelumnya dalam suatu medium tertentu. Jika medium tersebut mempunyai dimensi ruang terbatas maka faktor multiplikasi disebut dengan faktor multiplikasi efektif ( $k\text{-eff}$ ), sedangkan jika mediumnya tak berhingga maka disebut faktor multiplikasi tak berhingga ( $k\text{-inf}$ ). Batasan keselamatan tersebut antara lain mencakup harga reaktivitas lebih teras, reaktivitas batang kendali, margin reaktivitas padam, koefisien reaktivitas suhu. Sedangkan panjang siklus operasi menentukan batasan fraksi bakar buang bahan bakar yang selain bergantung pada harga multiplikasi juga dengan besarnya daya yang dibangkitkan. Harga faktor multiplikasi tersebut dapat digunakan sebagai parameter suatu teras reaktor apakah dalam keadaan subkritis, kritis atau superkritis seperti yang ditunjukkan pada Gambar 3 (Duderstadt dan Hamilton, 1976).



Gambar 3. Grafik banyaknya neutron terhadap waktu di dalam reaktor (Duderstadt & Hamilton, 1976).

Jika faktor multiplikasi ( $k_{eff}$ ) = 1, reaktor dalam keadaan kritis artinya jumlah neutron dalam suatu generasi akan sama dengan jumlah neutron dalam generasi sebelumnya atau konstan (tetap). Jika faktor multiplikasi ( $k_{eff}$ ) < 1, maka reaktor dalam keadaan subkritis yang artinya jumlah neutron dalam suatu generasi akan lebih sedikit dibandingkan dengan jumlah neutron dalam generasi sebelumnya dan reaksi berantai yang akan terus berkurang. Berbeda dengan kritis dan subkritis, sebuah reaktor dikatakan superkritis apabila faktor multiplikasi ( $k_{eff}$ ) > 1, jika jumlah neutron pada satu generasi lebih banyak dari jumlah neutron pada generasi sebelumnya, sehingga reaksi berantai semakin lama akan semakin banyak bahkan bisa tidak terkontrol dan akan menyebabkan efek seperti pada bom nuklir (Duderstadt & Hamilton, 1976).

### E. Persamaan Difusi Neutron

Neutron dalam reaktor bertumbukan dan berhamburan, karena neutron selalu berpindah tempat dari titik hamburan satu dan ke titik hamburan yang lainnya.

Hingga akhirnya, neutron mengalami reaksi serapan. Proses berpindahnya neutron ini adalah proses transport. Persamaan yang mendeskripsikan proses transport yang lengkap adalah proses transport. Dan bentuk paling sederhana terhadap teori transport adalah teori difusi (Glasstone dan Edlund, 1952).

Persamaan difusi neutron merupakan suatu bentuk pendekatan yang paling sederhana terhadap teori transport. Solusi dari persamaan difusi neutron memberikan bentuk distribusi fluks neutron terhadap ruang dan selanjutnya dapat diperoleh bentuk distribusi daya yang bergantung pada ruang. Untuk mengetahui distribusi neutron pada reaktor, digunakan Teori Transport Neutron, yang merupakan aliran gerak neutron dalam teras reaktor, yang banyak mengalami hamburan (*scattering*) dari inti atom, penyerapan (*absorb*) dan yang keluar dari teras reaktor. Dalam praktiknya, untuk mencari solusi dari persamaan transport neutron cukup sulit dilakukan. Oleh karena itu, dilakukan pendekatan dengan menggunakan aproksimasi difusi neutron dimana dapat dilakukan pendekatan dari persamaan transport neutron menjadi persamaan difusi neutron (Taufiq, 2011).

Persamaan difusi menggambarkan hubungan antara laju produksi, laju serapan dan laju bocoran. Produksi neutron dalam suatu elemen volume, berasal dari hasil reaksi fisi, peristiwa hamburan inelastik (*removal inelastic scattering*), serta sumber neutron di luar elemen. Sedangkan serapan neutron disebabkan karena reaksi absorpsi neutron oleh inti-inti atom medium. Adanya bocoran neutron disebabkan karena hamburan yang keluar menuju elemen ruang lain atau keluar dari batas luar medium. Untuk melakukan penurunan persamaan difusi diterapkan konsep keseimbangan jumlah neutron yang masuk dan neutron yang keluar dari

teras. Persamaan difusi neutron dapat dituliskan sebagai berikut (Duderstand dan Hamilton, 1976):

$$-\vec{\nabla} \cdot D_g \vec{\nabla} \phi_g + \Sigma_{rg} \phi_g = \frac{\chi_g}{K_{eff}} \sum_{g'}^G v_{g'} \Sigma_{fg'} \phi_{g'} + \sum_{g'}^G \Sigma_{sg'} \phi_{g'} \quad (2)$$

Dimana,

- $D_g$  = Tetapan difusi grup g
- $\Sigma_{g'}$  = Penampang lintang makroskopis grup g
- $v \Sigma_{fg}$  = Probabilitas terjadinya reaksi fisi tiap detik pada grup g
- $\phi_g$  = Fluks neutron yang bergantung pada ruang dan energi pada grup g
- $K_{eff}$  = Faktor multiplikasi efektif.
- $\chi_g$  = Probabilitas neutron hasil fisi memiliki energi dalam grup g
- $\Sigma_{rg}$  = Penampang lintang *removal* makroskopis grup g
- $\Sigma_{fg'}$  = Penampang lintang fisi makroskopis grup g
- $\Sigma_{sg'}$  = Penampang lintang *scattering* makroskopis grup g

Pada Persamaan 2 energi neutron diasumsikan memiliki grup-grup energi sehingga persamaan ini disebut persamaan difusi multigrup.

Dalam analisis reaktor, persamaan difusi seringkali dihitung secara berulang-ulang. Misalnya, untuk perhitungan *burn up* bahan bakar pada jangka waktu yang cukup lama, nilai fluks neutron harus diperbaharui secara berkala. Karenanya secara keseluruhan waktu perhitungan persamaan difusi menjadi cukup besar. Dengan demikian percepatan perhitungan persamaan difusi akan sangat mempercepat analisis reaktor secara keseluruhan (Taufiq, 2011).

## F. Laju Reaksi Neutron

Neutron dihasilkan dari reaksi pembelahan yang bergerak dengan kecepatan tinggi di dalam teras dan berinteraksi dengan berbagai material, berdifusi serta

kemudian diperlambat, neutron berada dalam berbagai tingkatan energi dan bergerak kesegala arah (El-Wakil, 1971). Untuk dapat mempertahankan reaksi berantai, minimal harus menghasilkan 1 neutron dari setiap reaksi fisi. Perilaku neutron bergantung pada energi kinetik neutron tersebut, serta ketika neutron melaju pada bahan dan berinteraksi dengan inti bahan (Setiadipura, 2010).

Tumbukan antara neutron dengan inti dapat menyebabkan berbagai macam reaksi. Untuk mengetahui kuantitas dari masing-masing jenis reaksi tersebut didefinisikan suatu besaran penampang lintang mikroskopik (Shafii, 2015). Penampang lintang mikroskopik mempunyai nilai yang sangat kecil dan biasanya diukur dalam satuan 1 barn =  $10^{-24}$  cm<sup>2</sup> (Sekimoto, 2007).

$$\Sigma_{(f,c)} = \sigma_{(f,c)}N \quad (3)$$

$\Sigma_{(f,c)}$  disebut penampang lintang makroskopik dengan satuan 1/cm. Jumlah penampang melintang untuk semua reaksi disebut penampang lintang total (Sekimoto, 2007). Penampang lintang inti bergantung pada energi kinetik neutron dan probabilitas relatif bahwa tumbukan antara neutron dengan inti akan berlanjut dengan reaksi hamburan, reaksi penangkapan, atau reaksi fisi (Setiadipura, 2010).

Neutron yang dihasilkan dari reaksi fisi memiliki energi yang terdistribusi dalam sebuah spektrum energi. Neutron hasil dari reaksi fisi umumnya akan mengalami beberapa kali reaksi hamburan sebelum akhirnya terserap. Neutron yang terhambur oleh inti diam akan memberikan sebagian momentumnya kepada inti diam, sehingga neutron akan kehilangan energi. Pada temperatur diatas nol absolut (OK), inti akan memiliki gerakan termal acak. Menurut teori kinetik, energi kinetik rata-rata inti adalah

$$E = \frac{3}{2}kT \quad (4)$$

dimana  $k$  adalah konstanta Boltzmann dan  $T$  adalah temperature absolut. Pada temperatur kamar  $T=293.61$  K energi kinetik rata-rata adalah  $0.0378$  eV. Umumnya, pengukuran neutron termal dilakukan pada  $1.0$  kT, dimana pada temperatur kamar nilai energi kinetik rata-rata adalah  $0.0253$  eV. Pada kedua kasus ini, energi kinetik inti sangat kecil dibandingkan dengan energi neutron fisi yang memiliki orde MeV. Sehingga dapat diasumsikan bahwa energi kinetik inti adalah nol, atau inti dalam keadaan diam.

Reaksi hamburan neutron dengan inti akan menyebabkan neutron kehilangan energi kinetiknya hingga neutron akhirnya mengalami reaksi penyerapan atau mengalami perlambatan hingga energinya mencapai orde eV. Dalam keadaan ideal tidak ada reaksi penyerapan, neutron akan mencapai kesetimbangan dengan gerak termal dari inti sekitar. Pada kondisi setimbang, energi neutron akan memenuhi persamaan distribusi Maxwell-Boltzmann

$$M(E) = \frac{2\pi}{\pi kT^{3/2}} E^{1/2} \exp\left(-\frac{E}{kT}\right) \quad (5)$$

Dimana  $E$  dinyatakan dalam eV, konstanta Boltzmann  $k = 8.617065 \times 10^{-5}$  eV/K, dan  $M(E)$  ternormalisasi terhadap satu sebagai berikut (Lewis, 2008).

$$\int_0^{\infty} M(E) dE = 1 \quad (6)$$

Reaksi antara neutron dan nuklida dianggap sebanding dengan ukuran nuklida dan jarak yang ditempuh neutron per satuan waktu. Untuk mengetahui jumlah neutron lebih mudahnya dengan menggunakan hasil dari perkalian kerapatan bilangan neutron  $n$  dan kecepatan laju neutron  $v_{(f,c)}$  seperti persamaan:

$$\phi_{(f,c)}(r, E, t) = v_{(f,c)}n(r, E, t) \quad (6)$$

Kuantitas ini disebut fluks neutron (Sekimoto, 2007). Fluks neutron memiliki satuan reaksi/cm<sup>2</sup>s dengan energi antara  $E$  dan  $E+dE$ . Hal ini menunjukkan jumlah atau kuantitas neutron yang berinteraksi dengan inti dalam suatu titik di dalam teras dalam satuan waktu. Interaksi dalam satuan waktu disebut juga laju reaksi antara neutron dengan inti atom (El-Wakil, 1971). Laju reaksi neutron  $R$  dengan satuan reaksi/cm<sup>3</sup>s dapat dinyatakan dengan persamaan di bawah ini:

$$R_{(f,c)} = \int_0^{\infty} \phi_f(r, E, t)\Sigma_{(f,c)} dE \quad (8)$$

Dengan mensubstitusikan persamaan 3 ke persamaan 8, maka diperoleh persamaan berikut:

$$R_{(f,c)}(r, t) = \int_0^{\infty} N\sigma_{(f,c)}(E)\phi_{(f,c)}(r, E, t)dE \quad (9)$$

Dengan  $N$  adalah kerapatan nuklida (atom/cm<sup>3</sup>) dan  $\sigma$  adalah konstanta proporsionalitas (cm<sup>2</sup>).  $\sigma$  dinyatakan sebagai penampang inti target atau disebut penampang melintang mikroskopik (Sekimoto, 2007). Pada reaktor nuklir, laju reaksi neutron hanya terjadi pada daerah bahan bakar. Sedangkan pada kelongsong dan pendingin tidak terjadi karena pada kedua daerah tersebut tidak terjadi reaksi fisi (Martha et al., 2016).

Untuk perhitungan laju reaksi yang dilakukan oleh SRAC dengan menggunakan persamaan sebagai berikut:

$$R(\vec{r}) = \sum_{g=1}^{IGMAX} \Sigma_{\chi,g}\phi_g(\vec{r}) \quad (10)$$

dimana  $IGMAX$  adalah jumlah grup energi. Persamaan 10 merupakan perhitungan laju reaksi dengan detektor tanpa filter dan persamaan 11 merupakan perhitungan laju reaksi dengan detektor menggunakan filter.

$$R(\vec{r}) = \sum_{g=1}^{IGMAX} f_g \Sigma_{\chi,g} \phi_g(\vec{r}) \quad (11)$$

dimana  $f_g$  adalah filter transmisi faktor (Okumura et al., 2002).

Neutron cepat dapat dideteksi dari hasil interaksi neutron dengan material yang mengandung atom hidrogen yang menyebabkan tumbukan elastis antara neutron dengan atom hidrogen. Tumbukan antara neutron dengan atom hidrogen mengakibatkan proton keluar dari inti atom. Neutron dapat dideteksi oleh detektor melalui hasil ionisasi proton yang dihasilkan dari proses tumbukan. Sedangkan neutron termal dapat dideteksi dengan memanfaatkan interaksi antara neutron dengan helium yang menghasilkan proton dan tritium (Knoll, 1989).

Spektrum energi fluks neutron atau spektrum neutron merupakan besaran yang sangat penting dalam perhitungan neutronik karena semua interaksi antara bahan dengan neutron, baik jenis maupun besar interaksinya tergantung pada energi neutron. Secara teori, neutron memiliki spektrum energi dari rentang 0,025 eV bahkan lebih kecil lagi sampai 17 MeV bahkan lebih besar lagi. Dalam reaktor nuklir selalu terjadi reaksi penyerapan, oleh karena itu spektrum energi akan bergeser semakin tinggi dibandingkan nilai  $M(E)$  pada persamaan 4, karena reaksi penyerapan akan lebih dulu terjadi sebelum tercapai kesetimbangan.

Secara umum dinyatakan bahwa rentang energi neutron ketika mengalami reaksi berantai dalam reaktor nuklir adalah  $0,001\text{eV} < E < 10\text{MeV}$ . Sehingga rentang

energi neutron dalam reaktor nuklir sangatlah besar hingga mencapai 10 orde. Rentang energi neutron dalam reaktor nuklir terbagi ke dalam tiga daerah. Neutron dinyatakan sebagai neutron cepat (*fast neutron*) bila energinya terdapat pada rentang yang banyak neutron fisi dipancarkan yaitu  $0,1 \text{ MeV} < E < 10 \text{ MeV}$  yang memenuhi persamaan Watt yaitu:

$$\phi(E) \sim \exp(-E) \sinh(\sqrt{2E}) \quad (12)$$

Neutron termal (*thermal neutron*) adalah neutron dengan energi yang cukup kecil yaitu pada  $0,001 \text{ eV} < E < 1,0 \text{ eV}$  yang memenuhi distribusi Maxwell, yaitu:

$$\phi(E) = \phi_0 \frac{2}{\sqrt{\pi}} \frac{E}{E_0} \exp \frac{E}{E_0} \quad (13)$$

Sedangkan neutron yang terdapat pada rentang energi  $1,0 \text{ eV} < E < 0,1 \text{ MeV}$  disebut sebagai neutron epitermal yang memenuhi persamaan (Stacey, 2001):

$$\phi(E) \sim \frac{1}{E} \quad (14)$$

Spektrum energi neutron terletak antara nilai maksimum dari energi neutron hasil reaksi fisi dan energi neutron pada kesetimbangan termal. Untuk neutron dengan energi jauh diatas daerah termal, reaksi hamburan akan menurunkan energi neutron tersebut, sementara untuk neutron di daerah kesetimbangan termal reaksi hamburan dapat menambah atau mengurangi energinya. Hal ini karena neutron dengan energi lemah juga berinteraksi atau terpengaruh oleh gerak termal dari atom sekitar.

Penurunan energi yang disebabkan oleh hamburan disebut perlambatan neutron (*neutron slowing down*). Pada bahan dimana rerata energi hilang pertumbukan &

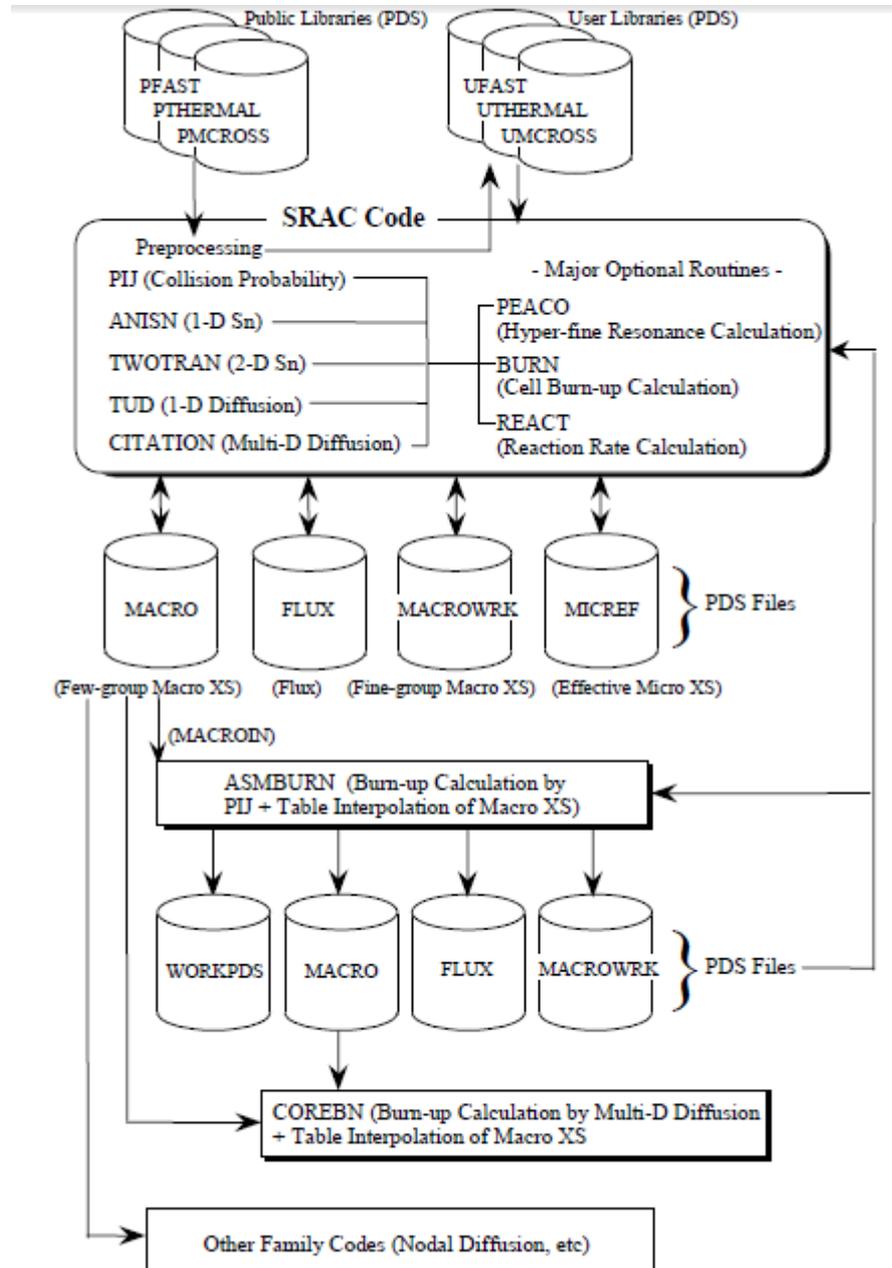
rasio penampang lintang hamburan terhadap absorpsi bernilai tinggi, spektrum neutron akan mendekati spektrum pada kesetimbangan termal dan disebut spektrum halus (*soft spectrum*) atau spektrum termal. Sebaliknya, bahan dengan rasio penurunan energi neutron terhadap reaksi absorpsi yang kecil, neutron akan lebih banyak terserap sebelum sempat mengalami perlambatan yang berarti. Maka spektrum neutron dekat dengan spektrum fisi dan disebut sebagai spektrum keras (*hard spectrum*) atau spektrum cepat (*fast spectrum*) (Setiadipura, 2010).

#### **G. *Standard Thermal Reactor Analysis Code (SRAC)***

*Standard Thermal Reactor Analysis Code (SRAC)* adalah sistem kode yang berlaku untuk analisis neutron dari berbagai jenis reaktor. Sistem SRAC mulai dikembangkan pada tahun 1978 sebagai standar untuk kode analisis reaktor termal di badan energi atom Jepang (Japan Atomic Energy Agency/JAEA). Sistem SRAC dirancang untuk memungkinkan perhitungan neutron untuk berbagai jenis reaktor termal.

Sistem SRAC mencakup produksi penampang kelompok mikroskopis dan makroskopik yang efektif, dan perhitungan sel statis dan inti termasuk analisis *burn-up*. Tetapi sistem SRAC tidak mencakup masalah untuk transportasi foton, kinetika dan hubungan dengan termal hidrolis. 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 (Okumura et al., 2002).

Gambar 4 menunjukkan struktur sistem SRAC. Kode dasar sistem SRAC meliputi tiga kode transport dan dua kode difusi untuk perhitungan fluks neutron.



Gambar 4. Struktur sistem SRAC (Okumura et al., 2002)

- PIJ : Kode untuk probabilitas tumbukan dikembangkan di JAERI yang mencakup 16 kisi geometri.
- ANISN : Kode transport SN satu dimensi yang meliputi geometri slab (X), silinder (R), dan bola (Rs)

- TWOTRAN : Kode transport SN dua dimensi yang mencakup geometri slab (X-Y), silinder (R-Z), dan lingkaran (R- $\theta$ )
- TUD : Kode difusi satu dimensi yang dikembangkan di JAERI, yang mencakup geometri slab (X), silinder (R), dan bola (Rs)
- CITATION : Kode difusi multi dimensi yang mencakup 12 jenis geometri termasuk divisi mesh spasial dan heksagonal.

Pada program SRAC terdapat file *input* dan file *output*. File *input* dapat dimodifikasi sesuai dengan desain reaktor yang digunakan. Sedangkan file *output* yang merupakan hasil perhitungan SRAC. Saat perhitungan selesai, akan muncul pesan berikut pada akhir file.

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

Jika pesan tersebut tidak muncul, maka harus kembali memeriksa file *input* yang telah dikerjakan. Setelah perhitungan selesai dan hasil keluaran sesuai dengan standar, kemudian hasil keluaran dapat dianalisis (Okumura et al., 2002)

### III. METODOLOGI PENELITIAN

#### A. Waktu dan Tempat Penelitian

Penelitian ini dilaksanakan pada bulan April - Juni 2018 di jurusan Fisika Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam Universitas Lampung.

#### B. Alat dan Bahan

Alat dan bahan yang digunakan pada penelitian ini adalah seperangkat personal komputer dengan *Operating System* (OS) Linux Mint 18.2 Sonya 64 bit dan program *Standard Thermal Reactor Analysis Code* (SRAC).

#### C. Prosedur Penelitian

Prosedur dari penelitian yang akan dilakukan adalah:

1. Menentukan pengayaan (*Enrichment*)

Melakukan perhitungan pengayaan misalkan 1 sampai dengan 5% nilai *atomic density* (densitas atom) dari  $U^{233}$  pada reaktor SCWR.

2. Menghitung densitas atom

Melakukan perhitungan densitas atom  $Th^{232}$  dan  $U^{233}$  sebagai fungsi pengayaan dengan menggunakan rumus:

$$N = \frac{\rho N_A}{M} \tag{15}$$

Dimana

$N$  = densitas atom (atom/cm<sup>3</sup>)

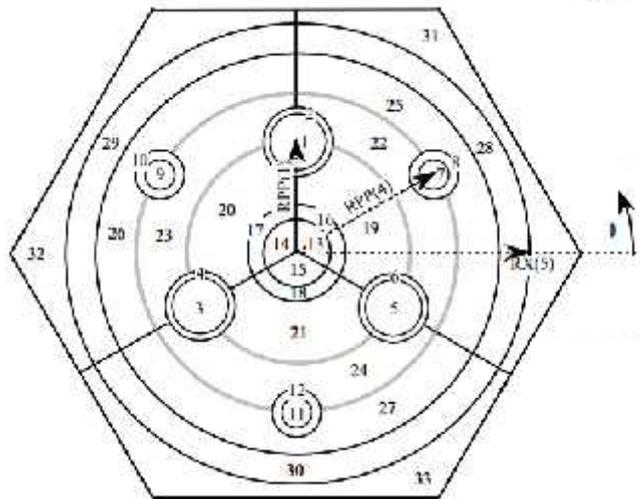
= massa jenis (gr/cm<sup>3</sup>)

$N_A$  = bilangan Avogadro ( $6,02 \times 10^{23}$  atom/mol)

$M$  = massa molekul (gr/mol)

### 3. Menentukan geometri *cell*

*Assembly* REACT pada SRAC berbentuk persegi panjang dengan pin bahan bakar dan selongsong berbentuk lingkaran. Pada penelitian ini model *assembly* akan diubah ke bentuk heksagonal dengan pin bahan bakar dan selongsong berbentuk lingkaran. Berikut contoh model *assembly* yang akan digunakan.



Gambar 5. Geometri untuk Pij dengan model *assembly* heksagonal (IGT = 12) (Okumura, 2002).

### 4. Menentukan ukuran pin

Menentukan ukuran pin bahan bakar, selongsong, dan moderator pada reaktor SCWR.

### 5. *Input* data pada REACT

Hasil perhitungan densitas atom yang telah didapatkan digunakan sebagai data *input* REACT pada SRAC. Kemudian dilakukan perhitungan laju reaksi neutron. Berikut ini merupakan contoh input REACT pada SRAC.

```
#===== Exec SRAC code with the following input data =====
#
cd $WKDR
cat - << END_DATA | $LM >& $OUTLST
COR6
LWHCLR Moderator-Voidage Analysis : PROTEUS-CORE 6 (H2O)
1 1 1 1 2 1 4 3 -12 1 0 0 0 2 0 1 1 0 0 / SRAC CONTROL
3.5000E-3 / BUCKLING (Replaced by Critical Searced Value)
$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.
66 20 3 1 / 89-gruop
62(1) 4(2) /
4(1) 15(2) 3 /
```

28 21 17 /  
 20 /  
 13 32 5 5 1 1 6 2 10 0 3 0 10 29 2 1 180 1 / Pij Control  
 0 20 50 5 5 5 -1 0.0001 0.00001 0.001 1.0 10. 0.5 /  
 5 5 5 5 5 5 &  
 5 5 5 5 5 5 &  
 1 2 3 4 1 2 &  
 3 4 1 2 1 2 3 4 &  
 1 2 3 4 1 2 & T-S  
 5(1) / X-R  
 1 2 3 4 5 / M-R  
 0.0 6\*0.45 / RX  
 0.0 2\*0.77942 / TY  
 2 4 6 1 3 5 7 2 4 6 / IXP  
 1 1 1 2 2 2 2 3 3 3 / IYP  
 10(0.0 0.335 0.411 ) / RDP  
 12 1 1 / PLOT PIJ GEOMETRY  
 5 /NMAT  
 MAT1X01X 0 18 300. 0.67 0.58755 / MAT 1 : FUEL ROD(15% PU2/UO2)  
 XU050001 2 0 7.781E-05 / 1  
 XU080001 2 0 1.839E-02 / 2  
 XPU90001 2 0 2.580E-03 / 3  
 XPU00001 2 0 5.699E-04 / 4  
 XPU10001 2 0 5.675E-05 / 5  
 XPU20001 2 0 1.256E-05 / 6  
 XAM10001 2 0 3.833E-05 / 7  
 XU030001 2 0 1.0E-12 / 8 DUMMY for Reaction Rate Calculation  
 XTH20001 2 0 1.0E-12 / 9 DUMMY

XO060001 0 0 4.346E-02 /10  
XH010001 0 0 2.005E-04 /11  
XAL70001 0 0 3.683E-04 /12  
XFEN0001 0 0 2.600E-03 /13  
XCRN0001 0 0 6.843E-04 /14  
XNIN0001 0 0 3.301E-04 /15  
XMN50001 0 0 5.376E-05 /16  
XSIN0001 0 0 3.286E-05 /17  
XMON0001 0 0 8.123E-06 /18  
MAT2X02X 0 8 300. 0.10 1.0 / MAT 2 : CLADDING (STEEL+AIR+AL)  
XAL70001 0 0 6.080E-03 / 1  
XFEN0001 0 0 3.125E-02 / 2  
XCRN0001 0 0 8.536E-03 / 3  
XNIN0001 0 0 5.118E-03 / 4  
XMN50001 0 0 1.001E-03 / 5  
XMON0001 0 0 7.354E-04 / 6  
XSIN0001 0 0 8.124E-04 / 7  
XN040001 0 0 1.323E-05 / 8  
MAT3X03X 0 11 300. 0.67 0.58755 / MAT 3 : DEPLETED UO2  
XU050001 2 0 9.851E-05 / 1  
XU080001 2 0 2.328E-02 / 2  
XPU90001 2 0 1.0E-12 / 3 DUMMY  
XPU00001 2 0 1.0E-12 / 4 DUMMY  
XPU10001 2 0 1.0E-12 / 5 DUMMY  
XPU20001 2 0 1.0E-12 / 6 DUMMY  
XAM10001 2 0 1.0E-12 / 7 DUMMY  
XU030001 2 0 1.0E-12 / 8 DUMMY  
XTH20001 2 0 1.0E-12 / 9 DUMMY

XO060001 0 0 4.677E-02 /10  
 XAL70001 0 0 3.827E-04 /11  
 MAT4X04X 0 8 300. 0.10 1.0 / MAT 4 : CLADDING (STEEL+AIR+AL)  
 XAL70001 0 0 6.080E-03 / 1  
 XFEN0001 0 0 3.125E-02 / 2  
 XCRN0001 0 0 8.536E-03 / 3  
 XNIN0001 0 0 5.118E-03 / 4  
 XMN50001 0 0 1.001E-03 / 5  
 XMON0001 0 0 7.354E-04 / 6  
 XSIN0001 0 0 8.124E-04 / 7  
 XN040001 0 0 1.323E-05 / 8  
 MAT5X05X 0 2 300. 0.10 1.0 / MAT 5 : LIGHT WATER (300 D K)  
 XH01H001 0 0 6.652E-02 / 1  
 XO060001 0 0 3.326E-02 / 2  
 0 0 10 0 / IOPT(1:4)----- << REACTION RATE >> ----- +  
 1 1 2 1 0 0 67(1.0) 19(0.0) / MPOSI,LU235,LU238,IX,IY,IZ,FGS(1:IGMAX) !  
 1 3 4 1 0 0 67(1.0) 19(0.0) / !  
 1 5 6 1 0 0 67(1.0) 19(0.0) / !  
 1 7 8 1 0 0 67(1.0) 19(0.0) / !  
 1 9 9 1 0 0 67(1.0) 19(0.0) / !  
 3 1 2 3 0 0 67(1.0) 19(0.0) / !  
 3 3 4 3 0 0 67(1.0) 19(0.0) / !  
 3 5 6 3 0 0 67(1.0) 19(0.0) / !  
 3 7 8 3 0 0 67(1.0) 19(0.0) / !  
 3 9 9 3 0 0 67(1.0) 19(0.0) / -----+  
 0 / PEACO PLOT  
 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

```

## 6. Perhitungan laju reaksi neutron

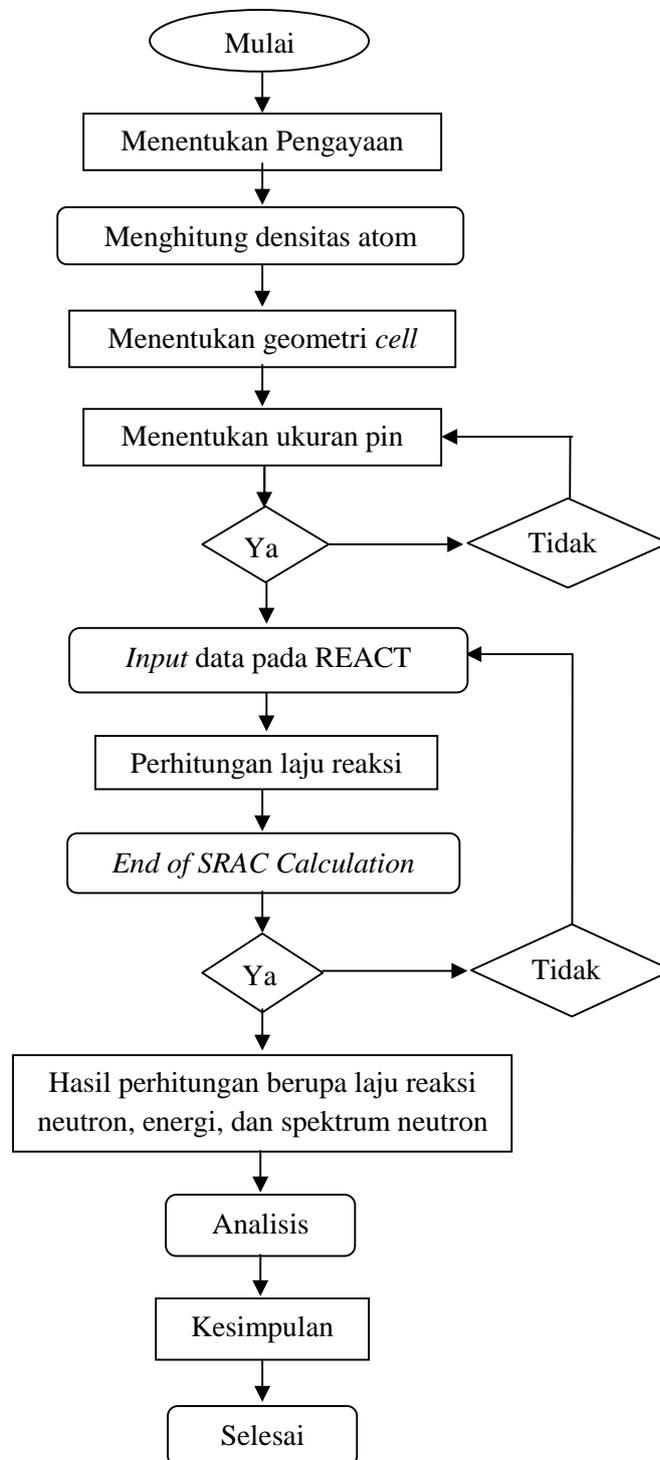
Laju reaksi neutron dapat dihitung secara manual dengan menggunakan Persamaan 10 pada Bab II. Namun, perhitungan dengan cara manual akan memakan waktu yang cukup lama. Oleh karena itu, dilakukan perhitungan laju reaksi neutron dengan REACT pada SRAC.

## 7. Hasil perhitungan

Perhitungan laju reaksi neutron yang telah selesai akan ditunjukkan dengan file *output* SFT98 dan SFT99. Hasil perhitungan meliputi beberapa komponen berupa laju reaksi neutron, energi, dan spektrum neutron.

#### D. Diagram Alir

Gambar 6 merupakan diagram alir penelitian



Gambar 6. Diagram alir penelitian

## V. KESIMPULAN DAN SARAN

### A. Kesimpulan

Setelah dilakukan penelitian, maka dapat diambil kesimpulan sebagai berikut:

1. Pada material 1, nilai laju reaksi fisi neutron menggunakan detektor dengan dan tanpa filter mengalami peningkatan seiring dengan meningkatnya nilai persentase pengayaan bahan bakar. Sedangkan nilai laju reaksi penangkapan neutron dengan dan tanpa filter mengalami penurunan seiring dengan meningkatnya persentase pengayaan  $U^{233}$ .
2. Pada material 3, nilai laju reaksi fisi dan reaksi penangkapan neutron menggunakan dengan dan tanpa filter mengalami penurunan seiring dengan meningkatnya persentase pengayaan  $U^{233}$  pada material 1.
3. Nilai laju reaksi fisi dan reaksi penangkapan neutron tanpa filter lebih besar dibandingkan nilai laju reaksi fisi dan reaksi penangkapan neutron dengan filter.
4. Pada material 1 nilai tertinggi laju reaksi fisi neutron detektor tanpa filter yaitu  $6,1361 \times 10^{-2}$  reaksi/cm<sup>3</sup>s dan terendah  $1,0818 \times 10^{-2}$  reaksi/cm<sup>3</sup>s. Sedangkan nilai tertinggi laju reaksi fisi neutron detektor dengan filter yaitu  $5,7194 \times 10^{-2}$  reaksi/cm<sup>3</sup>s dan terendah  $9,7494 \times 10^{-3}$  reaksi/cm<sup>3</sup>s. Pada material 3 nilai tertinggi laju reaksi fisi neutron detektor tanpa filter yaitu  $1,6293 \times 10^{-2}$  reaksi/cm<sup>3</sup>s dan terendah  $7,7971 \times 10^{-3}$  reaksi/cm<sup>3</sup>s. Sedangkan

nilai tertinggi laju reaksi fisi neutron detektor dengan filter yaitu  $1,5218 \times 10^{-2}$  reaksi/cm<sup>3</sup>s dan terendah  $6,9376 \times 10^{-3}$  reaksi/cm<sup>3</sup>s.

5. Pada material 1 nilai tertinggi laju reaksi penangkapan neutron detektor tanpa filter yaitu  $2,4906 \times 10^{-2}$  reaksi/cm<sup>3</sup>s dan terendah  $1,5057 \times 10^{-2}$  reaksi/cm<sup>3</sup>s. Sedangkan nilai tertinggi laju reaksi penangkapan neutron detektor dengan filter yaitu  $2,2156 \times 10^{-2}$  reaksi/cm<sup>3</sup>s dan terendah  $1,2560 \times 10^{-2}$  reaksi/cm<sup>3</sup>s. Pada material 3 nilai tertinggi laju reaksi penangkapan neutron detektor tanpa filter yaitu  $2,3993 \times 10^{-2}$  reaksi/cm<sup>3</sup>s dan terendah  $1,1543 \times 10^{-2}$  reaksi/cm<sup>3</sup>s. Sedangkan nilai tertinggi laju reaksi penangkapan neutron detektor dengan filter yaitu  $2,2156 \times 10^{-2}$  reaksi/cm<sup>3</sup>s dan terendah  $1,0071 \times 10^{-2}$  reaksi/cm<sup>3</sup>s.
6. Spektrum energi neutron termal mendominasi reaktor SCWR dengan nilai puncak 30 MeV<sup>-1</sup>.

## **B. Saran**

Penelitian selanjutnya disarankan untuk menghitung laju reaksi neutron pada jenis reaktor lainnya dengan bahan bakar dan model *assembly* yang berbeda.

## DAFTAR PUSTAKA

- Adiwardojo., As Natio, L., Ruslan., Eko, M.P., & Erawan, E. 2010. *Mengenal Reaktor Nuklir dan Manfaatnya*. Pusat Dtsemtnasi Iptek Nuklir BATAN. Jakarta. Hal 1-8.
- Anggoro, Y.D., Dharu, D., Nurlaila., & Arief, T.Y. 2013. Kajian Perkembangan PLTN Generasi IV. *Jurnal Pengembangan Energi Nuklir*. Vol.15 No.2. Hal. 69-79.
- Ariani, M., Supardi., Fiber, M., & Zaki, S. 2015. Potensi Thorium Sebagai Bahan Bakar pada Reaktor Cepat Berpendingin Gas untuk PLTN. *Prosiding Semirata 2015 bidang MIPA BKS-PTN Barat*. Hal 39-45.
- Ariyanto, S. 2009. *Membelah Massa Menuai Energi: Prinsip Dasar Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir*. (Online) tersedia <http://saung-elmu.blogspot.co.id/2010/08/membelah-massa-menuai-energi.html>. diakses pada tanggal 7 Maret 2018.
- 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*. Vol.240 Hal. 1.
- Chanakya., Sarma., Rawat, R., & Sharma, A. 2001. *Simulating of Using Control Rods to Control Nuclear Reactor Core*. University of Petroleum and Energy Studies. Page 28-34.
- Dewita, E. 2012. Analisis Potensi Thorium Sebagai Bahan Bakar Nuklir Alternatif PLTN. *Jurnal Pengembangan Energi Nuklir*. Vol.14 No.1. Hal 45-56.
- Duderstadt, J.J. & Hamilton, L.J. 1976. *Nuclear Reactor Analysis*. The University of Michigan. Michigan.
- El-Wakil, M. 1971. *Nuclear Heat Transport*. International Textbook Company. New York.

- Glasstone, S. & Edlund M.C., 1952. *The Element of Nuclear Reactor Theory*. D Van Nostrand Company Inc. New York.
- Kementrian Energi dan Sumber Daya Manusia, 2017. *Statistik Ketenagalistrikan 2016*. Direktorat Jendral Ketenagalistrikan Kementrian ESDM. Jakarta. Hal v.
- Kidd, S.W. 2009. *Nuclear Fuel Resources*. New York: CRC Press. Page 85.
- Knoll, G.F. 1989. *Radiation Detection and Measurement*. John Wiley and Sons. Singapore.
- Lewis, E.E. 2008. *Fundamentals of Nuclear Reactor Physics*. Academic Press. Page 134.
- Martha, R., Mohammad, A.S., & Afdal. 2016. Analisis Laju Reaksi Neutron dalam Sel Bahan Bakar Nuklir pada Reaktor Cepat. *Jurnal Ilmu Fisika (JIF)*. Vol.8 No.2. Hal 70-77.
- Ngadenin., Heri, S., Kurnia, S.W., I Gde, S., & Fd. Dian, I. 2014. Studi Potensi Thorium pada Batuan Granit di Pulau Bangka. *Jurnal Pengembangan Energi Nuklir*. Vol.16 No.2. Hal. 143-155.
- Oka, Y., Koshizuki, S., Ishiwatari, Y., & Yamaji, A. 2003. *Conceptual Design of High Temperature Reactor Cooled by Supercritical Ligh Water*. ICAAP. Cordoba: Spain. Page 77.
- Oka, Y., Koshizuki, S., Ishiwatari, Y., & Yamaji, A. 2010. *Super Light Water Reactorand Supr Fast Reactors*. New York: Springer. Page 56.
- Okumura, K., Kugo, T., Kaneko, K., & Thuchihashi, K. 2002. *The comprehensive neutronics calculation code system*. Japan. JAEA. Page 1-28.
- Okumura, K., Kugo, T., Kaneko, K., & Thuchihashi, K. 2006. *A Comprehensive Neutronics Calculation Code System*. Japan. JAEA. Page 4-26.
- Schulenberg, T. & Leung, L. 2016. Super-critical Water-cooled Reactor. *Handbook of Generation IV Nuclear Reactors*. Page 190.
- Sekimoto, H. 2007. *Nuclear Reactor Theory*. Tokyo Institute of Technology. Tokyo. Page 22-23
- Setiadipura, T. 2010. *Media Nuklir Indonesia: Interaksi Neutron*. (Online) tersedia <https://tsdipura.wordpress.com/2010/08/16/interaksi-neutron/>. diakses pada tanggal 19 Maret 2018.

- Shafii, M.A. 2015. Perhitungan Penampang Lintang Mikroskopik dalam Sel Bahan Bakar Nuklir. *Spektra: Jurnal Fisika dan Aplikasinya*. Vol.16 No.1. Hal 23-27.
- Soentono, S. 1998. Bahan-Bahan untuk Industri Reaktor Nuklir. *Prosiding Pertemuan Ilmiah Sains Materi III*. Hal. 22-31.
- Stacey, W.M. 2001. *Nuclear Reactor Physics*. John Wiley & Sons Inc. New York.
- Susetyo, W. 1988. *Spektrometri Gamma*. Gajah Mada University Press. Yogyakarta.
- Tadeus, D.Y., Budi, S., & Iwan, S. 2010. Simulasi Kendali Daya Reaktor Nuklir dengan Teknik Kontrol Optimal. *Jurnal Universitas Diponegoro Transmisi 12*. Vol.1. Hal. 8-13.
- Taufiq, I. 2011. Komputasi Paralel Persamaan Difusi Neutron pada Reaktor Cepat dengan Menggunakan Intel Threading Building Blocks. *Jurnal Ilmu Fisika (JIF)*. Volume 3 No 1 Maret 2011. Hal 38.
- Tsikklauri, G.V., Talbert, R.J., Schmitt, B.E., Filippov, G.A., Bogojavlensky, R.G., & Grishanin, E.I. 2005. Supercritical Steam Cycle for Nuclear Power Plant. *Journal of Nuclear Engineering and Design*. Vol.235. Page 1651-1664.
- Yazid, P.I. 2003. Perhitungan Spektrum Energi Fluks Neutron Reaktor TRIGA 2000 Bandung. *Jurnal Sains dan Teknologi Nuklir Indonesia*. Vol.IV. Hal 45-46.
- Zweifel, P.F. 1973. *Reactor Physics*. McGraw-Hill. USA. Page 74.