

**KARAKTERISTIK DISTRIBUSI PAPARAN RADIASI NEUTRON PADA  
FASILITAS *IN VITRO IN VIVO BEAMPORT TEMBUS RADIAL REAKTOR*  
KARTINI**

**TUGAS AKHIR SKRIPSI**

Diajukan kepada Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam  
Universitas Negeri Yogyakarta  
untuk memenuhi Sebagian Persyaratan Guna Memperoleh Gelar Sarjana Sains



**Oleh :**

**Dony Satria**

**NIM 13306144015**

**PROGRAM STUDI FISIKA  
JURUSAN PENDIDIKAN FISIKA  
FAKULTAS MATEMATIKA DAN ILMU PENGETAHUAN ALAM  
UNIVERSITAS NEGERI YOGYAKARTA  
2018**

**KARAKTERISTIK DISTRIBUSI PAPARAN RADIASI NEUTRON PADA  
FASILITAS *IN VITRO IN VIVO BEAMPORT* TEMBUS RADIAL REAKTOR  
KARTINI**

**TUGAS AKHIR SKRIPSI**

Diajukan kepada Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam  
Universitas Negeri Yogyakarta  
untuk memenuhi Sebagian Persyaratan Guna Memperoleh Gelar Sarjana Sains



**Oleh :**

**Dony Satria**

**NIM 13306144015**

**PROGRAM STUDI FISIKA  
JURUSAN PENDIDIKAN FISIKA  
FAKULTAS MATEMATIKA DAN ILMU PENGETAHUAN ALAM  
UNIVERSITAS NEGERI YOGYAKARTA  
2018**

## HALAMAN PENGESAHAN

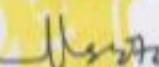
Tugas Akhir Skripsi

### KARAKTERISTIK DISTRIBUSI PAPARAN RADIASI NEUTRON PADA FASILITAS UJI *IN VITRO* *IN VIVO* BEAMPORT TEMBUS RADIAL REAKTOR KARTINI

Disusun Oleh:  
Dony Satria  
13306144015

Telah dipertahankan di depan Dewan Penguji Tugas Akhir Skripsi Program Studi Fisika  
Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam Universitas Negeri Yogyakarta

Pada tanggal 17 Desember 2018

Nama	Jabatan	Tanda tangan	Tanggal
Dr. Eng. Rida Siti N. M., M.Si NIP. 19840818 201404 2 001	Ketua Penguji		23/01/2019
Dr. Warsono, S. Pd., M.Si NIP. 19681101 199903 1 002	Penguji Utama		23/01/2019
Dr. Kuncoro A. N., M.Pd., M.Sc NIP. 19770615 200212 1 003	Sekretaris Penguji		24/01/2019

Yogyakarta, 24 Januari 2019

Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam

Universitas Negeri Yogyakarta

Dekan,

  
Dr. Hartono

NIP. 19620329 198702 1 002

**LEMBAR PERSETUJUAN**

Tugas Akhir Skripsi dengan Judul

**KARAKTERISTIK DISTRIBUSI PAPARAN RADIASI NEUTRON PADA  
FASILITAS *In Vitro In Vivo* BEAMPORT TEMBUS RADIAL REAKTOR  
KARTINI**

Disusun oleh :

Dony Satria

NIM 13306144015

Telah memenuhi syarat dan disetujui oleh Dosen Pembimbing untuk dilaksanakan  
Ujian Tugas Akhir Skripsi bagi yang bersangkutan.



## SURAT PERNYATAAN

Saya yang bertanda tangan di bawah ini :

Nama : Dony Satria  
NIM : 1306144015  
Program Studi : Fisika  
Fakultas : Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam  
Judul Skripsi : Karakteristik Distribusi Paparan Radiasi Neutron  
pada Fasilitas *In Vitro In Vivo Beampoint Tembus*  
Radial Reaktor Kartini

menyatakan bahwa skripsi ini merupakan hasil karya pemikiran sendiri. Sepanjang pengetahuan saya tidak terdapat karya atau pendapat orang lain yang ditulis dan diterbitkan oleh orang lain kecuali sebagai acuan yang dituliskan dalam kutipan dengan mengikuti tata penulisan karya ilmiah yang telah lazim.

Yogyakarta, 17 Desember 2018

Yang menyatakan,



Dony Satria

NIM 13306144015

# KARAKTERISTIK DISTRIBUSI PAPARAN RADIASI NEUTRON PADA FASILITAS *IN VITRO IN VIVO BEAMPORT TEMBUS* RADIAL REAKTOR KARTINI

Oleh :  
Dony Satria  
NIM 13306144015

## ABSTRAK

Penelitian ini bertujuan untuk mengetahui: (1) hasil pengukuran fluks neutron pada fasilitas uji *In Vitro In Vivo beamport* radial Reaktor Kartini, (2) apakah output *beamport* tembus radial telah memenuhi standar IAEA, dan (3) distribusi fluks neutron termal dan epitermal pada *beamport* tembus radial.

Pengukuran fluks neutron total dan epitermal dilakukan dengan metode aktivasi keping, dengan iradiasi selama 10 menit pada daya 100 kW. Pada penelitian ini digunakan 2 macam keping yaitu keping emas dan keping emas berlapis kadmium. Aktivasi foil emas tanpa dibungkus kadmium ditujukan untuk pengukuran fluks neutron total, sedangkan foil emas terbungkus kadmium ditujukan untuk pengukuran fluks neutron epitermal. Distribusi fluks neutron dianalisis menggunakan program *Origin*.

Hasil penelitian menunjukkan besar fluks neutron termal pada ujung yang paling dekat dengan teras reaktor, 35 cm, bernilai  $(2,52 \pm 0,03) \times 10^8 \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ , dan pada ujung paling jauh dengan teras reaktor, 210 cm, fluks neutron termalnya bernilai  $(1,73 \pm 0,01) \times 10^6 \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ , sedangkan untuk besar fluks neutron epitermal pada ujung paling dekat dengan teras reaktor, 35 cm, bernilai  $(5,49 \pm 0,06) \times 10^7 \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ , sedangkan untuk ujung paling jauh dari teras reaktor, 210 cm, bernilai  $(1,35 \pm 0,03) \times 10^6 \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ . Berdasarkan kriteria IAEA nilai fluks neutron epitermal adalah  $10^9 \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$  dan fluks neutron termal  $10^7 \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ . Nilai fluks neutron termal dan epitermal pada *beamport* tembus radial Reaktor Kartini lebih kecil dari persyaratan IAEA, jadi belum dapat digunakan untuk keperluan *Boron Neutron Cancer Therapy* (BNCT), dan untuk distribusi fluks neutron termal pada *beamport* tembus radial memenuhi fungsi sebagai berikut:

$$\Phi = 5,16252 \times 10^9 e^{-0,08x} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$$

sedangkan untuk distribusi fluks neutron epitermal pada *beamport* tembus radial memenuhi fungsi:

$$\Phi = 3,9987 \times 10^9 e^{-0,08x} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$$

dengan  $x$  adalah jarak foil emas di dalam *beamport* tembus radial, dan  $\Phi$  adalah besarnya fluks neutron.

Kata kunci: fluks neutron termal, fluks neutron epitermal, BNCT, *beamport* tembus radial

# CHARACTERISTICS OF NEUTRON RADIATION EXPOSURE DISTRIBUTION IN IN VITRO IN VIVO FACILITIES OF KARTINI REACTOR RADIAL TRANSLUCENT BEAMPORT

by :  
Dony Satria  
NIM 13306144015

## ABSTRACT

The objectives of this study are to determine: (1) the results of measurements of neutron fluxes in in vivo in vitro test facilities of Kartini Reactor radial beamport, (2) output of neutron flux within thermal and epithermal in radial beamport, and (3) if the output of radial translucent beamport already fulfill IAEA standard.

The measurement of total and epithermal neutron fluxes was carried out by the chip activation method, with irradiation for 10 minutes at power of 100 kW. In this study, two types of chips were used i.e gold chips and cadmium-plated gold pieces. Activation of gold foil without cadmium wrapped was shown for measurement of total neutron flux, while gold foil wrapped in cadmium was shown for measurement of epithermal neutron flux. The neutron flux distribution was analyzed using the Origin program.

The results showed that the thermal neutron flux at the closest end to the reactor core, 35 cm, that is  $(2,52 \pm 0,03) \times 10^8 \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ , and at the farthest end of the reactor core, 210 cm, that is  $(1,73 \pm 0,01) \times 10^6 \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ . As for the epithermal neutron flux at the closest end to the reactor core, 35 cm,  $(5,49 \pm 0,06) \times 10^7 \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ . While for the farthest end of the reactor core, 210 cm, that is  $(1,35 \pm 0,03) \times 10^6 \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ . Based on IAEA criteria, epithermal neutron flux value is  $10^9 \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$  and thermal neutron fluxes value is  $10^7 \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ . The thermal and epithermal neutron flux values on the Kartini Reactor radial translucent beamport are smaller than IAEA requirements, so it cannot be used for Boron Neutron Cancer Therapy (BNCT) purposes. And for thermal neutron flux distribution on radial translucent beamport fulfilled the function as :

$$\Phi = 5,16252 \times 10^9 e^{-0,08x} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$$

meanwhile as for epithermal flux distribution on radial translucent beamport fulfilled the function

$$\Phi = 3,9987 \times 10^9 e^{-0,08x} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$$

with  $x$  is the distance of the gold foil in the radial translucent beamport, and  $\Phi$  is the magnitude of the neutron flux.

Keywords: thermal neutron flux, epithermal neutron flux, BNCT, radial translucent beamport.

## KATA PENGANTAR

Puji syukur kehadirat Allah SWT yang atas berkat rahmat dan hidayah-Nya yang senantiasa tercurah kepada Penulis sehingga dapat menyelesaikan tugas akhir skripsi dengan judul **“Karakteristik Distribusi Paparan Radiasi Neutron pada Fasilitas *In Vitro In Vivo Beampoint Tembus Radial Reaktor Kartini”***. Tugas akhir skripsi ini dapat diselesaikan tentunya tidak lepas dari bantuan berbagai pihak. Oleh karena itu, Penulis mengucapkan terima kasih kepada yang terhormat :

1. Bapak Dr. Hartono, M.Si. selaku Dekan Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam yang telah memberikan persetujuan pelaksanaan tugas akhir skripsi.
2. Bapak Drs. Yusman Wiyatmo, M.Si. selaku Ketua Jurusan Pendidikan Fisika beserta seluruh dosen dan staf yang telah memberikan bantuan dan fasilitas dalam penyusunan tugas akhir skripsi ini.
3. Ibu Dr. eng. Rida Siti Nur'aini Mahmudah, S.Si., M.Si. selaku pembimbing skripsi yang telah memberikan arahan, masukan, serta semangat selama penyusunan tugas akhir skripsi ini.
4. Bapak Drs. Widarto yang telah memberi pengarahan dan bimbingan selama pengambilan data berlangsung.
5. Bapak Dr. Warsono S.Pd., M.Si. dan Bapak Dr. Kuncoro Asih Nugroho, S.Pd., M.Pd., M.Sc. selaku penguji I dan penguji II yang telah memberikan masukan dan perbaikan dalam skripsi ini.
6. Seluruh staf dan karyawan PSTA BATAN Yogyakarta yang telah memberi bantuan dan memperlancar pengambilan data untuk tugas akhir skripsi ini.

7. Teman-teman dari kelas Fisika E 2013 dan seluruh mahasiswa Jurusan Pendidikan Fisika angkatan 2013 yang telah bersama-sama menjalankan perkuliahan di Jurusan Pendidikan Fisika.
8. Keluarga besar Himpunan Mahasiswa Fisika UNY, dan BEM FMIPA UNY 2016

Penulis menyadari bahwa penelitian ini masih jauh dari sempurna, sehingga penulis mengharapkan adanya masukan dan kritik yang membangun guna perbaikan penelitian ke depannya. Semoga laporan tugas akhir skripsi dapat bermanfaat bagi perkembangan ilmu pengetahuan dan teknologi, khususnya di bidang Fisika Nuklir. Terima Kasih.

Yogyakarta, 17 Desember 2018

Penulis

## DAFTAR ISI

<b>HALAMAN JUDUL .....</b>	<b>i</b>
<b>HALAMAN PERSETUJUAN .....</b>	<b>ii</b>
<b>HALAMAN PENGESAHAN.....</b>	<b>iii</b>
<b>SURAT PERNYATAAN .....</b>	<b>iv</b>
<b>HALAMAN PERSEMBAHAN.....</b>	<b>v</b>
<b>ABSTRAK .....</b>	<b>vi</b>
<b>KATA PENGANTAR.....</b>	<b>viii</b>
<b>DAFTAR ISI.....</b>	<b>ix</b>
<b>DAFTAR TABEL .....</b>	<b>xiii</b>
<b>DAFTAR GAMBAR .....</b>	<b>xiv</b>
<b>DAFTAR LAMPIRAN.....</b>	<b>xv</b>
<b>BAB I. PENDAHULUAN.....</b>	<b>1</b>
A. Latar Belakang Masalah .....	1
B. Identifikasi Masalah .....	6
C. BatasanMasalah .....	7
D. Rumusan Masalah .....	7
E. Tujuan Penelitian .....	8
F. Manfaat Penelitian .....	8
G. Definisi Operasional Variabel .....	8
 <b>BAB II. KAJIAN PUSTAKA.....</b>	 <b>10</b>
A. Neutron .....	10
1. Reaksi Hamburan .....	11
a. Hamburan Lenting .....	11
b. Hamburan Tak Lenting.....	12
2. Tangkapan .....	12
a. Pemancaran Sinar Gamma .....	12
b. Pelontaran Partikel Bermuatan.....	13
c. Reaksi Fisi.....	14
B. Klasifikasi Neutron .....	15
1. Neutron Termal .....	15
2. Neutron Epitermal.....	15
3. Neutron Cepat.....	16

C. Boron Neutron Capture Therapy .....	16
D. Tampang Lintang .....	17
E. Reaktor Kartini .....	20
1. Kolom Termal .....	24
2. Rak Putar.....	25
3. Sistem Transfer Pneumatik .....	25
4. Saluran Berkas Radiasi .....	25
F. Fluks Neutron .....	27
G. Koefisien Atenuasi .....	31
H. Penelitian yang Relevan .....	32
 <b>BAB III. METODE PENELITIAN</b> .....	 <b>34</b>
A. Waktu dan Tempat Penelitian .....	34
B. Variabel Penelitian .....	34
1. Variabel Bebas .....	34
2. Variabel Terikat .....	34
3. Variabel Terkontrol.....	34
C. Instrumen Penelitian .....	35
1. Alat-Alat yang Digunakan dalam Penelitian .....	35
2. Bahan yang Digunakan dalam Penelitian .....	49
D. Jenis Penelitian .....	41
E. Langkah Kerja.....	41
F. Diagram Alir Penelitian .....	43
G. Teknik Analisis Data .....	45
 <b>BAB IV. HASIL PENELITIAN DAN PEMBAHASAN</b> .....	 <b>48</b>
A. Hasil Penelitian.....	48
1. Detektor HPGe .....	48
a. Kalibrasi Energi Detektor HPGe .....	48
b. Kalibrasi Efisiensi Detektor HPGe .....	50
2. Penentuan Aktivitas Jenuh Isotop Emas .....	53
3. Penentuan Fluks Neutron .....	55
4. Penentuan Distribusi Fluks Neutron .....	57
a. Distribusi Fluks Neutron Total .....	57
b. Distribusi Fluks Neutron Epitermal .....	58
c. Distribusi Fluks Neutron Termal .....	59

B. Pembahasan .....	60
<b>BAB V. KESIMPULAN DAN SARAN.....</b>	<b>64</b>
A. Kesimpulan .....	64
B. Saran .....	65
<b>DAFTAR PUSTAKA.....</b>	<b>66</b>
<b>LAMPIRAN.....</b>	<b>68</b>

## **DAFTAR TABEL**

Tabel 3.1 Unsur Emas .....	40
Tabel 3.2 Unsur Kadmium .....	40
Tabel 4.1 Hasil Kalibrasi Detektor HPGe.....	48
Tabel 4.2 Data Kalibrasi Efisiensi Detektor dengan Sumber .....	50
Tabel 4.3 Nilai Efisiensi Detektor .....	51
Tabel 4.4 Pengukuran Massa Setiap Keping Emas .....	53
Tabel 4.5 Data Pencacahan Isotop Emas .....	54
Tabel 4.6 Data Hasil Penentuan Fluks Neutron .....	55
Tabel 4.7 Ralat Fluks Neutron .....	56

## DAFTAR GAMBAR

Gambar 2.1 Neutron Menumbuk Target .....	18
Gambar 2.2 Reaktor Kartini Tampak Depan .....	20
Gambar 2.3 Konfigurasi Bahan Bakar Reaktor Kartini .....	22
Gambar 2.4 Penampang Melintang Horizontal Reaktor Kartini .....	24
Gambar 2.5 <i>Beamport</i> Tembus Radial di Reaktor Kartini .....	26
Gambar 3.1 Skema Pencacahan Menggunakan Spektrometer Gamma .....	35
Gambar 3.2 Skema Detektor HPGe .....	38
Gambar 3.3 Pemasangan Foil .....	42
Gambar 3.3 Diagram Alir Penelitian .....	45
Gambar 4.1 Grafik Energi Detektor .....	49
Gambar 4.2 Grafik Efisiensi Detektor .....	52
Gambar 4.3 Grafik Distribusi Fluks Neutron Total .....	57
Gambar 4.4 Grafik Distribusi Fluks Neutron Epitermal .....	58
Gambar 4.5 Grafik Distribusi Fluks Neutron Termal .....	59

## **DAFTAR LAMPIRAN**

LAMPIRAN 1. Penjabaran Persamaan (2-18).....	68
LAMPIRAN 2. Penjabaran Persamaan (2-19).....	69
LAMPIRAN 3. Perhitungan Aktivitas pada Efisiensi Detektor .....	70
LAMPIRAN 4. Perhitungan Efisiensi Detektor .....	71
LAMPIRAN 5. Contoh Perhitungan Fluks Neutron.....	73
LAMPIRAN 6. Tabel Hasil Perhitungan Fluks Neutron .....	76
LAMPIRAN 7. Contoh Perhitungan Ralat Fluks Neutron .....	76
LAMPIRAN 8. Tabel Hasil Perhitungan Ralat .....	80
LAMPIRAN 9. Distribusi Fluks Neutron dan Koefisien Atenuasi .....	80

## **BAB I**

### **PENDAHULUAN**

#### **A. Latar Belakang Masalah**

Kanker adalah penyakit akibat pertumbuhan tidak normal dari sel-sel pada jaringan tubuh yang mengalami mutasi dan perubahan struktur biokimia (Cindy dan Muchtaridi, 2016). Penyakit kanker merupakan salah satu penyebab kematian utama di dunia. Pada tahun 2012, sekitar 8,2 juta kematian disebabkan oleh kanker. Menurut data *GLOBOCAN, International Agency for Research on Cancer (IARC)* tahun 2012 diketahui bahwa kanker payudara merupakan penyakit kanker dengan kasus tertinggi yaitu sebesar 43,3 % dan persentase kematian akibat kanker payudara sebesar 12,9 %. Kanker paru tidak hanya merupakan kasus tertinggi dan penyebab utama kematian akibat kanker pada laki-laki, namun juga memiliki persentase kasus yang cukup tinggi pada penduduk perempuan yaitu sebesar 13,6 % dan kematian akibat kanker paru sebesar 11,1 %. (Pusat Data dan Informasi Kementerian Kesehatan RI, 2015).

Kasus kematian akibat kanker diperkirakan 69% terjadi pada negara dengan Human Development Index (HDI) tinggi, dan 81% terjadi pada negara dengan HDI rendah dan menengah (Bray, 2012:2). Menurut data dari Badan Kesehatan Dunia (WHO) yang dipublikasikan dalam buku World Health Statistic 2010, pada tahun 2030 diperkirakan kematian akibat kanker meningkat 100% menjadi 13,6 juta orang dan 70% nya hidup di negara-negara berkembang termasuk Indonesia. Diperkirakan kasus kanker tahunan akan

meningkat dari 14 juta dari tahun 2012 menjadi 22 juta dalam 2 dekade selanjutnya (Pusat Data dan Informasi Kementerian Kesehatan RI, 2015).

Secara nasional prevalensi penyakit kanker pada penduduk semua umur di Indonesia tahun 2013 sebesar 1,4% atau diperkirakan sekitar 347.792 orang. Provinsi D.I. Yogyakarta memiliki prevalensi tinggi untuk penyakit kanker, yaitu sebesar 4,1%. Berdasarkan estimasi jumlah penderita kanker Provinsi Jawa Tengah dan Jawa Timur merupakan provinsi dengan estimasi penderita kanker terbanyak, yaitu sekitar 68.638 dan 61.230 orang. Penyakit kanker serviks dan payudara merupakan penyakit kanker dengan prevalensi paling tinggi di Indonesia tahun 2013, yaitu kanker serviks sebesar 0,8% dan kanker payudara sebesar 0,5%.

Terapi yang saat ini sering digunakan untuk pengobatan kanker adalah radioterapi. Terapi ini memanfaatkan radiasi energi tinggi seperti sinar-x, gamma, atau elektron. Efek dari radiasi tersebut dapat membunuh sel kanker dari mekanisme ionisasi DNA sel pada daerah sel yang terpapar radiasi. Kelemahan dari terapi ini adalah ikut terpaparnya yang segaris atau sejajar dengan permukaan sel kanker, terutama yang lebih dekat dengan sumber radiasi. Terlebih lagi ada attenuasi untuk bagian tubuh yang lebih dalam sehingga ada variasi distribusi dosis untuk tiap kedalaman yang berbeda. Meskipun pelbagai macam teknik telah dikembangkan untuk mencapai hasil yang optimal seperti *3D Conformal Radiotherapy*,

*Stereotactic Radiotherapy*, dan *High Dose Rate Brachytherapy* pada beberapa kasus metode ini masih meninggalkan efek jangka panjang. (Ilma Muslih, 2014).

Salah satu bagian dari radioterapi yang potensial untuk dikembangkan adalah BNCT (*Boron Neutron Capture Therapy*) menawarkan penghancuran sel kanker yang sangat selektif di tingkat sel dengan mengabaikan jaringan sel sekitar yang masih normal (Farhad Masoudi, 2017). BNCT adalah sebuah teknologi dalam pengobatan kanker berbasis target yang dapat membunuh sel kanker. Kelebihan BNCT adalah dapat berkurangnya paparan radiasi pada jaringan normal secara serempak, sehingga tidak mengenai jaringan normal. Ada dua jenis neutron yang dapat digunakan sebagai sumber neutron dalam BNCT yaitu neutron termal dan neutron epitermal. Neutron termal biasanya digunakan untuk sel kanker yang terletak diperlukaan kulit (*superficial*). Neutron epitermal digunakan untuk pengobatan kanker pada kedalaman 8 sampai dengan 10 cm dari permukaan kulit. Neutron epitermal akan termoderasi oleh jaringan tubuh (terutama yang memiliki kandungan air yang banyak), sehingga akan mencapai sel kanker dalam bentuk neutron termal. Agar dapat digunakan untuk terapi BNCT sehingga tidak membahayakan jaringan sehat lainnya maka harus memenuhi parameter berkas neutron diantaranya intensitas neutron epitermal dan kualitas berkas sinar (Sauerwein dan Moss, 2009:4546).

Teknik BNCT memanfaatkan nuklida yang tidak radioaktif, Boron ( $^{10}\text{B}$ ) untuk menangkap neutron termal yang melalui reaksi inti  $^{10}\text{B} (\text{n},\alpha) ^7\text{Li}$ .

Hasil dari reaksi ini memiliki karakteristik *Linear Energy Transfer* (LET) yang tinggi. Energi untuk partikel  $\alpha$  sekitar  $150 \text{ keV}\mu\text{m}^{-1}$ . Partikel ini memiliki jangkauan yang berada pada jarak  $4,5\text{-}10 \mu\text{m}$  sehingga energi terdepositi terbatas pada jarak sebesar diameter sel tunggal (Moss, 2014).

Saat ini BNCT telah menarik perhatian para ilmuwan untuk dipelajari dan mengaplikasikan teknik ini di bidang pengobatan kanker, terutama kanker otak dan kulit. BNCT dapat dioperasikan pada fasilitas yang dilengkapi reaktor nuklir atau pada rumah sakit yang telah dibangun sumber neutron alternatif. Negara yang telah memiliki reaktor yang dimodifikasi untuk BNCT antara lain Jepang, Amerika, Finlandia, Argentina, dan Taiwan (Heydari dan Ahmadi, 2015). Selain reaktor, sumber neutron untuk BNCT juga dapat dihasilkan dari siklotron (Kreiner, dkk, 2014) maupun generator neutron (Masoudi, dkk, 2017).

Ismail Shaaban & Mohammad Albarhoum (2015) telah melakukan penelitian fluks neutron BNCT dengan reaktor MNSR berdaya  $30 \text{ kW}$  dengan jumlah partikel neutron  $2,53 \times 10^{15} \text{ n/s}$  dan menghasilkan fluks epitermal sebesar  $2,83 \times 10^8 \text{ n/cm}^2\text{s}$ . Mokhtari, dkk (2016) telah melakukan penelitian BNCT pada LPMR (*Low Power Medical Reactor*) yang menggunakan bahan bakar  $\text{U}_3\text{Si}_2\text{-Al}$ . Penelitian yang dilakukan adalah untuk meningkatkan fluks epitermal dengan melakukan optimasi pada pengayaan bahan bakar, ukuran *beam*, moderator neutron cepat, reflektor pada kolimator, dan filter neutron termal dan foton. Hasil penelitiannya berhasil meningkatkan fluks epitermal menjadi  $1,01 \times 10^9 \text{ n/cm}^2\text{s}$ ,  $22,14\%$  kali tinggi dari sebelumnya. Kasesaz, dkk

(2014) telah mendesain BSA (*Beam Neutron Assembly*) pada kolom termal reaktor riset Tehran dan menghasilkan fluks epitermal  $0,65 \times 10^9 \text{ n/cm}^2\text{s}$ .

Ilma Muslih dan Yohannes Sardjono (2014) melakukan penelitian untuk merancang kolimator di *beamport* tembus pada reaktor Kartini dengan keluaran berkas radiasi  $\Phi_{\text{epi}} = 5,03 \times 10^{-8} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ ,  $D_f / \Phi_{\text{epi}} = 2,17 \times 10^{-13} \text{ Gy cm}^2 \text{ n}^{-1}$ ,  $D_\gamma / \Phi_{\text{epi}} = 1,1,6 \times 10^{-13} \text{ Gy cm}^2 \text{ n}^{-1}$ ,  $\Phi_{\text{th}} / \Phi_{\text{epi}} = 0.12$ ,  $J / \Phi_{\text{epi}} = 0,835$ . Widarto (2014) telah melakukan penelitian distribusi fluks neutron saluran tembus radial pada reaktor Kartini berdaya 100 kW dengan fluks neutron berkisar pada orde  $10^5$  sampai dengan orde  $10^7 \text{ n/cm}^2\text{s}$ . Secara keseluruhan fluks neutron sepanjang tembus radial mengalami pelemahan sedangkan pada bagian ujung mengalami sedikit peningkatan, hal ini disebabkan karena adanya hamburan neutron terhadap penyumbat timbal dalam saluran tembus radial tersebut.

Sumber neutron dengan kriteria tertentu diperlukan untuk menunjang terlaksananya fasilitas BNCT. Sumber neutron pada fasilitas BNCT bisa diperoleh dari reaktor nuklir atau *compact neutron generator*. Di Indonesia sendiri telah tersedia tiga Reaktor Nuklir untuk keperluan riset yang dioperasikan oleh Badan Tenaga Nuklir Nasional (BATAN) antara lain: Reaktor *Training Research and Isotopes Production General Atomic* (TRIGA) 2000 di Bandung, TRIGA MARK-II (Reaktor Kartini) di Yogyakarta dan Reaktor Serba Guna – G.A. Siwabessy di Serpong. Sumber neutron yang bisa dimanfaatkan untuk fasilitas BNCT dari ketiga reaktor tersebut adalah Reaktor Kartini (Ilma, 2013: 3).

Reaktor Kartini bekerja pada daya 100kW dan mempunyai enam saluran neutron (*beamport*) yang terhubung dengan inti reaktor. Untuk penelitian tahap awal, *beamport* tembus radial (*Radial Piercing Beamport*) Reaktor Kartini merupakan fasilitas yang dapat dimanfaatkan untuk eksperimen yang langsung menembus reflector grafit dan mempunyai pangkal paling dekat dengan inti reaktor, sehingga dilewati oleh neutron dengan nilai fluks yang paling tinggi dibandingkan dengan saluran yang lainnya.

Pada penelitian ini yang akan dilakukan adalah menentukan dan menganalisis karakteristik dan distribusi fluks neutron epitermal pada *beamport* tembus radial (*Radial Piercing Beamport*) Reaktor Kartini untuk mendukung terselenggaranya fasilitas uji *in vitro in vivo BNCT*, sehingga keluarannya memenuhi persyaratan yang telah ditentukan *International Atomic Energy Agency (IAEA)*.

## **B. Identifikasi Masalah**

Berdasarkan uraian latar belakang masalah diatas, maka permasalahan yang dapat diidentifikasi adalah

1. Belum diketahui apakah nilai fluks termal dan neutron epitermal pada *beamport* tembus radial Reaktor Kartini saat ini memenuhi persyaratan yang telah ditentukan oleh IAEA, sehingga dapat digunakan untuk keperluan penelitian *Boron Neutron Capture Therapy (BNCT)*

2. Belum diketahui distribusi Fluks neutron termal dan neutron epitermal pada *beamport* tembus radial Reaktor Kartini.

### **C. Batasan Masalah**

Berdasarkan identifikasi masalah yang telah dipaparkan diatas, maka perlu dilakukan pembatasan masalah. Pembatasan ini dimaksudkan agar penelitian lebih terarah, fokus dan mendalam. Batasan masalah dalam penelitian ini adalah :

1. besarnya fluks neutron termal dan neutron epitermal pada *beamport* tembus radial dalam upaya menunjang fasilitas uji *in vitro in vivo BNCT*,
2. distribusi fluks neutron termal dan neutron epitermal pada *beamport* tembus radial,
3. kriteria output mengacu pada ketentuan *IAEA*,
4. kondisi reaktor diasumsikan pada kondisi ideal, yaitu daya reaktor dianggap konstan.

### **D. Rumusan Masalah**

Fokus masalah penelitian ini dapat dirumuskan sebagai berikut :

1. Bagaimana hasil pengukuran fluks neutron pada fasilitas uji *beamport* radial Reaktor Kartini.
2. Bagaimana memperoleh output yang tepat guna memenuhi standar *IAEA*

### **E. Tujuan Penelitian**

Sesuai dengan rumusan masalah di atas, maka penelitian ini memiliki tujuan

1. Mengetahui hasil pengukuran fluks neutron pada fasilitas uji *in vitro in vivo beampot* radial Reaktor Kartini.
2. Mengetahui apakah output *beampot* tembus radial sudah memenuhi standar IAEA
3. Mengetahui distribusi fluks neutron termal dan epitermal pada *beampot* tembus radial

## **F. Manfaat Penelitian**

Manfaat dalam penelitian ini adalah:

1. Dapat dijadikan referensi dalam treatment planning pada pengobatan kanker dengan *BNCT*.
2. Dapat dimanfaatkan untuk keperluan eksperimen set up uji *in vitro in vivo BNCT* menggunakan Reaktor Nuklir.
3. Mengetahui apakah harga dan distribusi fluks neutron yang dihasilkan sudah sesuai dengan kriteria *IAEA*.
4. Mengetahui apakah fluks neutron yang dihasilkan dari kolimator baru dapat mendukung terselenggaranya *BNCT*.

## **G. Definisi Operasional Variabel**

1. Reaktor nuklir adalah tempat dimana terjadinya reaksi berantai yang menyangkut fisi nuklir yang terkendali. Sebuah reaktor merupakan sumber energi yang sangat efisien. Energi yang dilepaskan dalam sebuah reaktor nuklir timbul sebagai kalor, dan dapat diambil dengan

mengalirkan zat cair atau gas sebagai pendingin, melalui bagian dalam reaktor itu (Arthur Beiser, 2012:495).

2. *Boron Neutron Capture Therapy* (BNCT) adalah salah satu metode radioterapi yang memanfaatkan nuklida non-radioaktif  $^{10}\text{B}$  untuk menangkap neutron termal melalui reaksi inti
$$^{10}\text{B} + _0\text{n}^1 \rightarrow ^{11}\text{B}^* \rightarrow \alpha + ^7\text{Li}$$
3. Uji *in vitro* adalah pengujian dengan mereaksikan bagian organ yang diuji dengan radioisotop secara langsung, sedangkan *in vivo* adalah pengujian terhadap tubuh hewan uji coba secara utuh (mpkb.org)
4. Fluks Neutron adalah jumlah neutron yang lewat pada setiap satuan luas per detik. Maka satuan untuk fluks neutron sendiri adalah  $\text{n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$  (Wisnu Susetyo, 1988:161).
5. *Beamport* tembus radial adalah saluran berkas radiasi yang menembus sampai di teras reaktor dan berfungsi untuk menyediakan sumber radiasi neutron dan radiasi sinar gamma. Saluran ini mempunyai pangkal paling dekat dengan inti reaktor, sehingga dilewati oleh neutron dengan nilai fluks yang paling tinggi dibandingkan dengan saluran yang lainnya.

## **BAB II**

### **KAJIAN PUSTAKA**

#### **A. Neutron**

Pada tahun 1932 James Chadwick, mengusulkan hipotesis alternatif untuk radiasi yang dipancarkan oleh berilium jika ditembak partikel alfa (Arthur Beiser, 1987:410). Radiasi tersebut terdiri dari partikel netral yang massanya hampir sama dengan massa proton. Kenetralan muatan listrik partikel inilah yang menyebabkan namanya menjadi neutron dan mampu menembus bahan dengan mudah.

Neutron merupakan zarah elementar penyusun inti atom yang tidak mempunyai muatan listrik. Massa diam sebuah neutron  $m_n$  hampir sama dengan massa sebuah proton yaitu sebesar  $1,67492 \times 10^{-24}$  gram (Wisnu Susetyo, 1988:5). Neutron dilambangkan dengan  ${}_0n^1$  sedangkan cacah neutron dalam inti atom biasa dilambangkan dengan huruf  $N$ .

Neutron bukan partikel yang mantap di luar inti. Neutron bebas meluruh secara radioaktif menjadi sebuah proton, sebuah elektron, dan sebuah antineutrino dengan umur rata-rata 15,5 menit. Neutron memiliki energi diam 939,57 MeV dan momen magnetik ( $\mu_N$ ) sebesar -1,9135 (Yusman Wiyatmo, 2009:21).

Massa neutron hampir sama dengan massa proton. Oleh karena neutron tidak bermuatan maka neutron tidak terpengaruh medan Coulomb, medan yang dipengaruhi muatan, dengan sifat ini menyebabkan interaksi neutronmateri dapat terjadi terhadap inti atom. Apabila sebuah neutron bergerak mendekati suatu inti atom dan memasuki daerah medan pengaruhnya maka ada beberapa kemungkinan yang dapat terjadi. Kemungkinan pertama, neutron akan menumbuk inti dan sesudah tumbukan neutron dibelokkan arahnya dari arah semula membentuk sudut  $\theta$  dan inti atom akan terpental. Peristiwa semacam ini disebut reaksi hamburan (*scattering*). Kemungkinan kedua, neutron masuk ke dalam inti atom dan tidak yang berdiri sendiri. Peristiwa ini disebut reaksi tangkapan (*capture*).

### 1. Reaksi Hamburan (*Scattering*)

Reaksi hamburan adalah sebuah proses yang hasil akhirnya hanyalah merupakan pemindahan energi dari satu partikel (inti) ke partikel lainnya. Reaksi hamburan sangat berguna untuk moderasi (perlambatan) terhadap neutron cepat. Jika neutron mencapai energi termal maka tampang lintang fisi menjadi lebih luas.

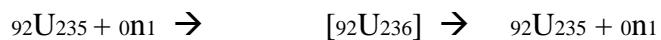
Reaksi hamburan ada dua jenis yaitu :

#### a. Hamburan lenting (elastis)

Hamburan lenting adalah proses tumbukan antara neutron dan inti yang terjadi sedemikian hingga tidak terjadi perubahan tenaga gerak dari neutron dan inti setelah proses. Oleh karena itu

dikatakan jumlah tenaga gerak dari neutron dan inti setelah proses. Oleh karena itu dikatakan jumlah tenaga gerak dari neutron dan inti atom sebelum dan sesudah reaksi tumbukan tidak berubah.

Contoh :



b. Hamburan tak lenting

Hamburan tak lenting adalah suatu proses penghamburan yang sebagian dari energi geraknya dipakai untuk merangsang inti atom yang ditumbuk ke tingkat tenaga yang lebih tinggi, karena pada tingkat yang lebih tinggi ini tidak mantap maka inti atom yang ditumbuk kemudian akan kembali ke tingkat tenaga dasar yang memancarkan radiasi gamma.

2. Tangkapan (Capture)

Proses tangkapan yang terjadi pada neutron lambat dibagi dalam tiga jenis yaitu:

a. Pemancaran sinar gamma

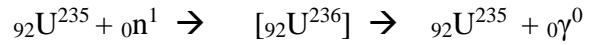
Reaksi pemancaran sinar gamma termasuk ke dalam tangkap radiatif. Tangkap radiatif adalah semua reaksi yang ditimbulkan oleh tangkapan neutron dan tidak mengalami pembelahan. Pada reaksi pemancaran gamma, neutron

ditangkap oleh bangun inti dan menyebabkan inti kelebihan energi. Kelebihan energi kemudian dipancarkan dalam bentuk sinar  $\gamma$  sehingga inti kembali ke *ground state*.

Proses pemancaran sinar gamma ditunjukkan sebagai :



contoh reaksi :

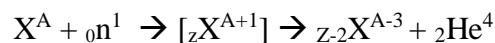


(Sumber : Ery Rahmawati, 2003:8)

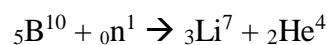
b. Pelontaran partikel bermuatan ( $n,\alpha$ ), ( $n,p$ )

Reaksi neutron lambat disertai oleh pemancaran partikel bermuatan seperti alpha dan proton. Pada reaksi ini agar dapat keluar dari inti, partikel bermuatan harus mempunyai energi yang cukup untuk mengatasi rintangan potensial. Sebagian energi diperoleh dari neutron yang ditangkap.

Proses pemancaran partikel bermuatan ( $n, \alpha$ )



contoh reaksi :

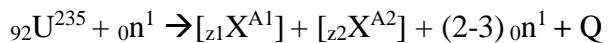


(Sumber : Ery Rahmawati, 2003:9)

### c. Reaksi fisi (n,f)

Dalam reaksi fisi, neutron ditangkap oleh inti atom dan menghasilkan suatu inti atom majemuk yang bersifat sangat tidak mantap. Dalam waktu singkat inti atom majemuk ini akan membelah menghasilkan 2 belahan utama dan melahirkan kirakira 2 sampai 3 neutron baru disertai beberapa partikel dan timbulnya energi.

Reaksi fisi (n,f) dapat dituliskan menjadi:



(Sumber : Ery Rahmawati, 2003:9)

Beberapa inti di antara hasil pembelahan mempunyai daya tangkap yang besar terhadap neutron. Selama reaktor dioperasikan hasil-hasil pembelahan akan tertumpuk di dalam reaktor dan akan memperbesar peristiwa tangkapan neutron yang tidak menghasilkan reaksi pembelahan. Hal ini dikarenakan energinya  $> 0,047$  MeV. Sedangkan untuk menghasilkan reaksi pembelahan, energi neutron harus diperlambat hingga 0,047 MeV.

Pada umumnya hasil-hasil pembelahan pada reaksi pembelahan inti relatif mengandung banyak neutron jika dibandingkan dengan inti-inti yang mantap. Hal ini sesuai dengan pengamatan bahwa angka perbandingan jumlah neutron dan proton semakin besar dengan semakin besarnya nomor atom. Hampir seluruh neutron akan dibebaskan secara serentak pada

saat terjadi reaksi pembelahan. Sisanya, yang merupakan sebagian dari seluruh neutron hasil reaksi pembelahan akan dibebaskan selama proses peluruhan dari beberapa Isotop hasil pembelahan.

## **B. Klasifikasi Neutron**

Dalam reaktor nuklir terdapat rentang energi, yaitu batas atas dan batas bawah energi neutron yang terdapat pada reaktor itu sendiri. Secara umum rentang energi neutron dalam reaktor mencapai 10 orde. Menurut rentang energi itu sendiri neutron dapat diklasifikasikan ke dalam 3 jenis yaitu Neutron Termal, Neutron Epitermal, dan Neutron Cepat.

### 1. Neutron Termal

Neutron dengan energi yang cukup kecil sehingga gerakan termal dari atom sekitar dapat berpengaruh secara signifikan terhadap keadaan hamburan neutron tersebut, yakni pada rentang  $E < 0,5 \text{ eV}$ . Energi yang berada diatas rentang tersebut biasanya disebut neutron relativistik, sementara yang berada dibawah batas rentang disebut neutron dingin

### 2. Neutron Epitermal

Neutron yang berada pada daerah termalisasi yaitu diantara neutron cepat dan neutron termal (neutron energi menengah). Neutron epitermal memiliki rentang energi  $0,5 \text{ eV} < E < 10 \text{ keV}$

### 3. Neutron Cepat

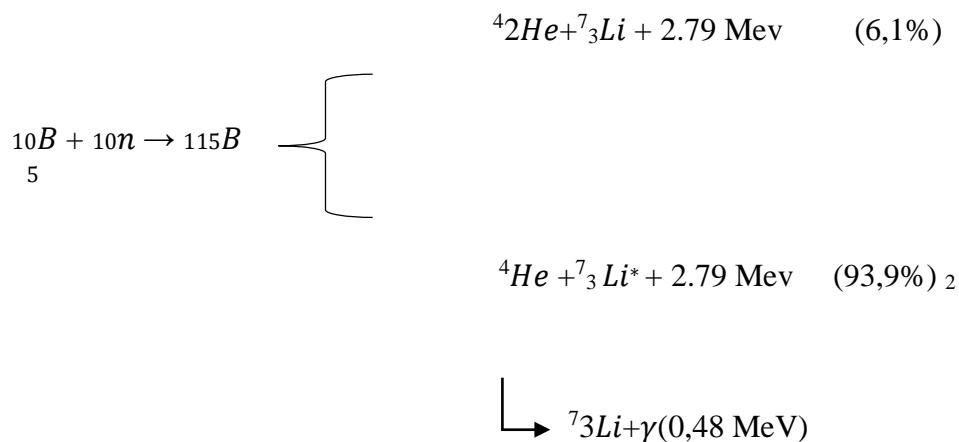
Neutron dapat dikategorikan sebagai neutron cepat apabila energinya terdapat pada daerah dimana banyak neutron fisi dipancarkan yaitu  $E > 10 \text{ keV}$

### 4. *Boron Neutron Capture Therapy*

*Boron Neutron Capture Therapy* (BNCT) adalah bentuk terapi radiasi yang menggunakan nuklida nonradioaktif, boron-10 untuk menangkap neutron termal sehingga menghasilkan reaksi nuklir energi kinetik total 2,79 MeV. Partikel alpha dan inti  $^7\text{Li}$  memiliki *Linear Energi Transfer (LET)* yang tinggi, yaitu  $\approx 150 \text{ keV}/\mu\text{m}$  untuk alpha dan untuk  $^7\text{Li}$  sebesar  $\approx 175 \text{ keV}/\mu\text{m}$ . Jarak jangkauan kedua partikel ini 4-10  $\mu\text{m}$ , yaitu setara dengan diameter sel pada manusia, sehingga penyinaran sel kanker dapat dilakukan secara selektif jika kanker mengandung konsentrasi boron yang tinggi (Linda Yuniar Suparman, 2011).

Komponen utama *BNCT* meliputi : senyawa Boron dan sumber neutron. Senyawa boron adalah senyawa radio farmaka yang dapat membawa boron ke dalam sel kanker sehingga konsentrasi boron pada sel kanker sesuai dengan yang diinginkan. Senyawa radio farmaka harus dapat membawa boron ke sel kanker dan memiliki tingkat racun yang sangat rendah (Linda Yuniar Suparman, 2011).

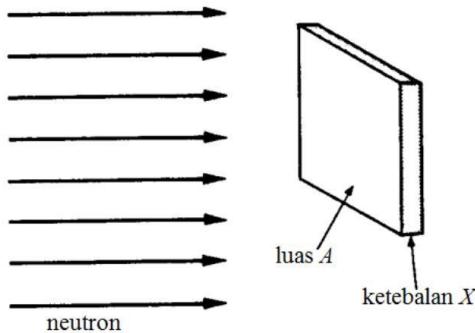
Chadwick (1932) menemukan bahwa  $^{10}\text{B}$  mempunyai kecenderungan yang tinggi untuk menangkap neutron termal dengan energi rendah 0,025 eV, sehingga dihasilkan partikel alpha dengan LET tinggi dan peluruhan lithium kemudian berubah menjadi  $^{11}\text{B}$ , yang ditampilkan sebagai berikut :



Dosis optimum akan terpenuhi jika  $^{10}\text{B}$  terkonsentrasi ke seluruh sel tumor secara selektif dengan berat

## 5. Tampang Lintang (*Cross Section*)

Tampang Lintang (*Cross Section*) adalah interaksi-interaksi neutron dengan materi yang dideskripsikan dalam hubungan kuantitas. Sebuah target plat tipis dengan luas  $A$  dan ketebalan  $X$  mengandung  $N$  atom per satuan volume ditembaki dengan neutron berintensitas  $I$  ditunjukkan seperti gambar berikut :



Gambar (2.1) Neutron Menumbuk Target (Lamars, 1961)

Laju neutron saat menumbuk target berbanding lurus dengan intensitas neutron, densitas, dan ketebalan target, sehingga diperoleh persamaan sebagai berikut :

$$\text{Laju Interaksi (dalam target keseluruhan)} = \sigma I N A X$$

$$\sigma = \frac{\text{Laju interaksi (dalam target keseluruhan)}}{I N A X}$$

Konstanta  $\sigma$  disebut *cross section*,  $N$  mendefinisikan atom per satuan volume,  $A$  mendefinisikan luas penampang, dan  $X$  mendefinisikan ketebalan, hal ini berarti  $\sigma$  mendefinisikan laju interaksi per atom dalam target per satuan intensitas dari pancaran radiasi. *Cross Section* diukur dalam satu barn, dimana 1 barn sama dengan  $10^{-24} \text{ cm}^2$  (Lamarsh, 1961).

Neutron ditembakkan pada sebuah material target dengan ketebalan  $X$  dengan arah sejajar dan intensitas  $I_0$ . Sementara itu detektor neutron diletakkan dalam jarak tertentu dibalik material target.  $I(x)$  mewakili neutron yang tidak berinteraksi dengan material target setelah menembus jarak  $x$  pada target setelah melewati jarak  $dx$ , intensitas neutron mengalami

penurunan karena sejumlah neutron telah berinteraksi dengan target dalam ketebalan  $dx$ .

$$- dI(x) = N \sigma_t I(x) dx \quad (2-1)$$

$$I(x) = I_0 e^{-N\sigma_t x} \quad (2-2)$$

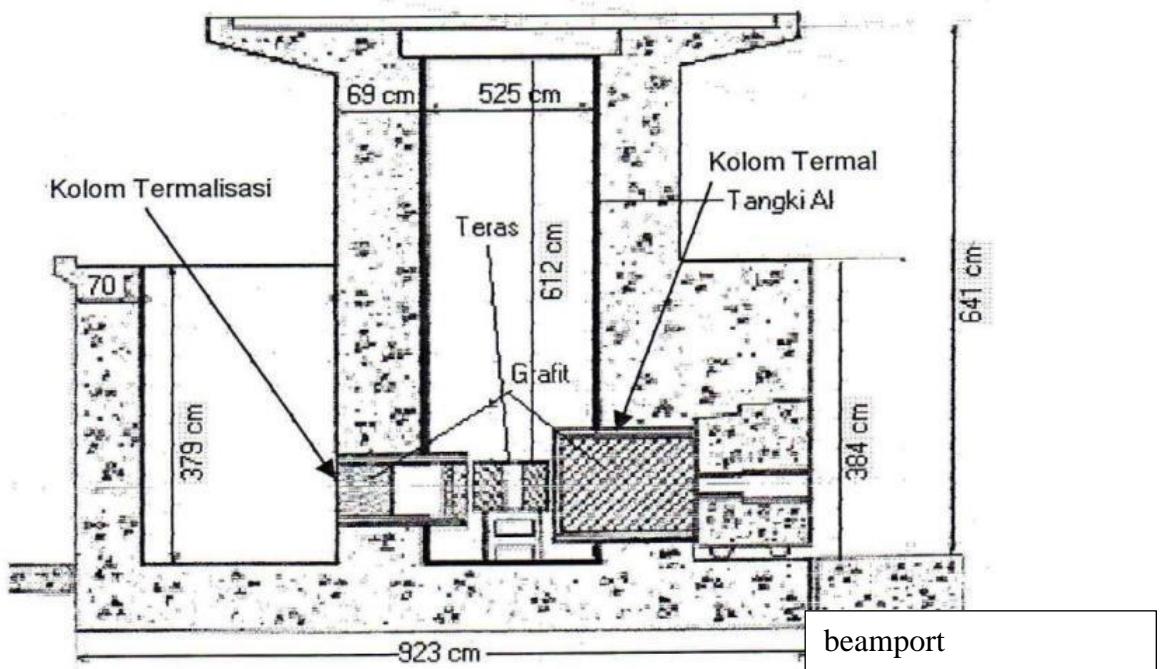
Intensitas yang tidak berinteraksi akan menurun secara eksponensial dengan jarak target (Lamarsh, 1961).

Penentuan yang tepat dari reaksi nuklir dan *cross section* dari interaksi antara neutron dan inti atom telah menjadi keharusan pada fisika modern. Kebutuhan data *cross section* dengan akurasi tinggi bergantung pada jumlah aplikasi praktik nuklir, seperti astrofisika, transmutasi limbah radioaktif, dan studi mengenai teknologi fusi. *Cross section* dapat ditentukan dengan cara perhitungan teoritis dan eksperimen (Dzyziuk dan Kadenko, 2007).

Pada penelitian ini digunakan emas yang mempunyai tampang lintang serapan inti yang cukup besar untuk energi termal sampai dengan energi cepat dan reaksi antara neutron dengan emas ( $n, \gamma$ ) yang memiliki kelimpahan sinar gamma 100%.

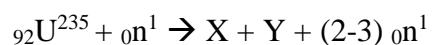
## 6. Reaktor Kartini

Reaktor Kartini merupakan reaktor penelitian yang berlokasi di Yogyakarta yang dioperasikan oleh Pusat Sains dan Teknologi Akselerator, Badan Tenaga Atom Nasional (PSTA-BATAN). Reaktor Kartini termasuk reaktor *Training Research Isotopes Production by General Atomic* (TRIGA) Mark II, yaitu suatu jenis reaktor nuklir yang digunakan untuk pendidikan, penelitian, dan produksi isotop. Reaktor ini dibangun berdasarkan pertimbangan, bahwa jenis reaktor ini paling sederhana dan murah biaya operasi dan pemeliharaannya. Berdasarkan rancangan reaktor ini mampu dioperasikan dengan daya 250 kW (Tegas Sutando, 2004:3). Gambar (2.2) menunjukkan komponen utama berupa kolom termal, teras, dan *beamport* Reaktor Kartini dari tampak depan

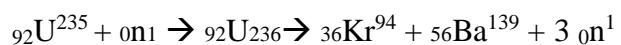
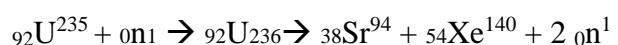


Gambar (2.2) Reaktor Kartini tampak depan (Widarto, 2002)

Reaktor nuklir adalah suatu tempat dimana reaksi fisi (pembelahan) berantai terkendali berlangsung. Di dalam teras inilah reaksi fisi berlangsung. Jika bahan bakar uranium sebagai bahan bakar intinya ditembaki neutron, maka terjadi reaksi fisi sebagai berikut :



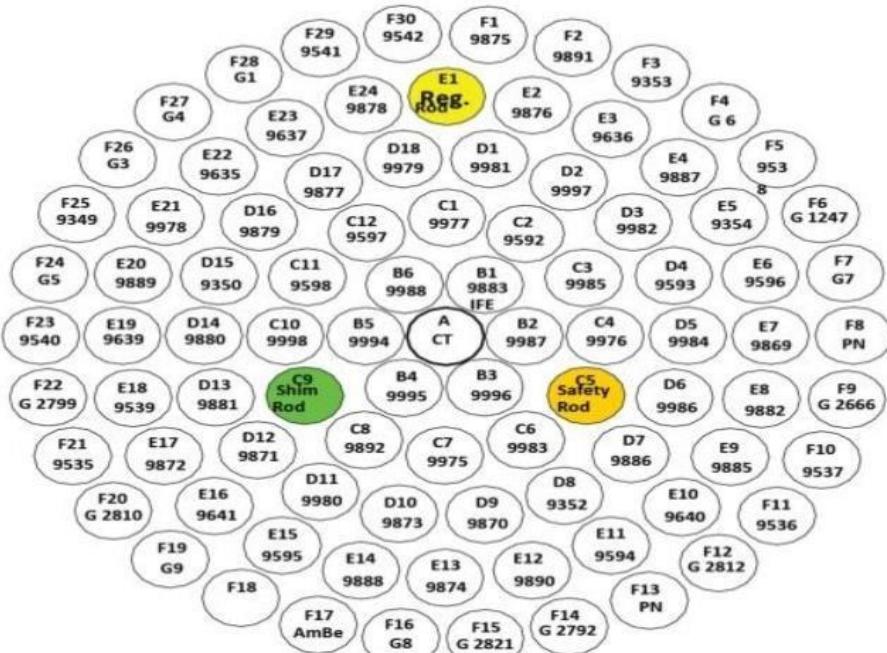
Proses reaksi fisi ini terjadi dalam teras reaktor yang menghasilkan pelbagai macam radiasi antara lain dapat ditunjukkan pada reaksi fisi berikut :



Fenomena fisika yang terjadi di dalam teras reaktor pada saat operasi daya adalah adanya reaksi fisi antara neutron dengan bahan bakar  $^{92}\text{U}^{235}$  sedemikian rupa sehingga melahirkan 2-3 neutron baru dan disertai timbulnya energi panas rata-rata sebesar 180 MeV dan radiasi  $\alpha$  (alpha),  $\beta$  (beta),  $\gamma$  (gamma) secara serentak (Widarto, 2014:3).

Agar reaksi pembelahan berlangsung dengan aman dan terkendali maka teras diletakkan di dalam sumur reaktor yang terbuat dari beton sebagai perisai radiasi. Dinding sumur reaktor dilapisi oleh reflektor grafit dengan tujuan untuk memperlambat neutron dan mengurangi jumlah neutron yang bocor. Pada umumnya, reaktor TRIGA memiliki teras yang berbentuk silinder. Di sekeliling teras dipasang grafit sebagai reflektor.

Teras terdiri dari plat kisi, *element dummy*, dan batang kendali. Secara skematis, konfigurasi teras reaktor ditunjukkan oleh gambar (2.3)

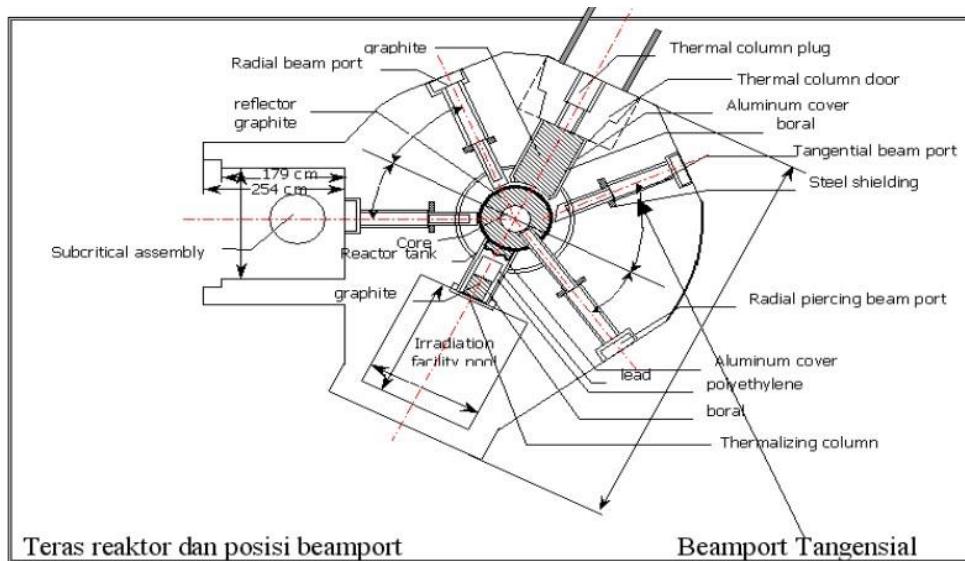


Gambar (2.3) Konfigurasi bahan bakar Reaktor Kartini (Ilma, 2013:30)

Bahan bakar yang digunakan oleh Reaktor Kartini terbuat dari bahan campuran homogen bahan bakar *uranium* dan moderator *zirconium hibrida* (UzrH). Bahan bakar ini memiliki komposisi UzrH<sub>1,7</sub> dengan pengkayaan <sup>92</sup>U<sup>235</sup> 20% (Tegas Sutando, 2004:8). Elemen pengendali reaktor TRIGA adalah batang kendali. Ada tiga batang kendali yang digunakan yaitu batang kendali kompensasi (*shim rod*), batang kendali pengaman (*safety rod*), dan batang kendali pengatur (*regulating rod*). Ketiga batang kendali memiliki peranan yang berbeda meskipun pada intinya berfungsi untuk mengendalikan populasi neutron. Batang kendali

kompensasi digunakan untuk mengimbangi penurunan reaktivitas karena penyusutan bahan bakar selama operasi. Jadi reaktivitas batang kendali ini harus memiliki reaktivitas ekuivalen yang besar. Batang kendali pengatur digunakan untuk mengimbangi perubahan reaktivitas yang kecil dan cepat, seperti untuk mempertahankan tingkat daya yang kecil dan cepat, untuk mempertahankan tingkat daya yang dibangkitkan reaktor. Jadi batang kendali harus memiliki reaktivitas yang kecil dan mampu bergerak dengan cepat. Batang kendali pengaman digunakan untuk menghentikan proses pembelahan (fisi) dengan cepat sehingga batang kendali ini harus memiliki reaktivitas yang cukup besar dan mampu bergerak cepat.

Sebagai reaktor riset, Reaktor Kartini dilengkapi sejumlah fasilitas iradiasi untuk keperluan penelitian di bidang teknologi nuklir dan industri. Sejumlah fasilitas iradiasi tersebut antara lain : kolom termal, rak putar, sister transfer pneumatic, dan saluran berkas radiasi.



Gambar (2.4) Penampang melintang horizontal Reaktor Kartini (Widarto, 2002:12)

### 1. Kolom Termal (*Termal Column*)

Kolom termal berfungsi sebagai fasilitas iradiasi neutron termal untuk radiasi cuplikan berukuran  $10 \times 10 \text{ cm}^2$ . Kolom termal Reaktor Kartini terbuat dari grafit berukuran  $1,20 \times 1,20 \text{ m}^2$  dengan panjang 1,60 m, memanjang dari sisi luar reflektor sampai permukaan pintu penutup. Pintu penutup kolom termal berisi beton. Pintu ini digerakkan dengan motor yang berjalan di atas rel. Bagian luar kolom termal dilepaskan pada tanki reaktor. Sekeliling grafit kolom termal dilapisi dengan berat setebal 0,32 cm dan ditutup dengan plat alumunium setebal 1,27 cm. Lapisan boral ini berfungsi untuk menyerap neutron di sekeliling perisai reaktor (Arie Yusman, 2011).

## 2. Rak Putar (*Lazy Susan*)

Fasilitas iradiasi *Lazy Susan* adalah fasilitas iradiasi yang mengelilingi teras reaktor terletak di bagian luar reflektor. Fasilitas ini mempunyai 40 lubang tempat radiasi, dapat digunakan secara bersama-sama dan dapat diputar. Tiap lubang (tabung) mempunyai ukuran 55,8 cm dan diameter luar 70 cm. Tiap lubang dalam rak putar dapat diisi sampai 2 *container* (ditumpuk). Sampel yang akan diradiasi akan dimasukan dalam satu ampul, pemasukan dan pengeluaran ampul pada fasilitas ini dilakukan melalui sebuah tabung pengarah yang dapat diatur dari atas reaktor. Sampel yang diiradiasi dimasukkan ke dalam *container*, berukuran panjang 13,6 cm dan diameter luar 2,84 cm. Masing-masing lubang dalam fasilitas ini dapat diisi sampel dua tabung ampul. Fasilitas ini biasanya digunakan untuk mengiradiasi sampel yang mempunyai umur panjang (Arie Yusman, 2011:39-40).

## 3. Sistem Transfer Pneumatik

Sistem transfer pneumatik digunakan untuk meradiasi cuplikan berumur pendek. Cuplikan yang diiradiasi dapat dimasukkan dan diambil dari teras reaktor secara otomatis dalam waktu singkat ( $\pm 3$  detik) (Arie Yusman, 2011:40).

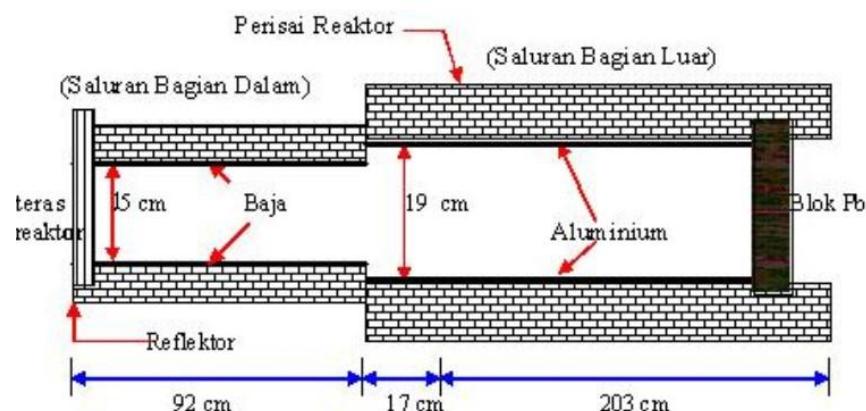
## 4. Saluran Berkas Radiasi (*Beam Port*)

Saluran berkas radiasi dipasang menembus perisai reaktor. Jumlah saluran berkas di Reaktor Kartini ada 4 buah. Keempat saluran berkas radiasi berfungsi untuk menyediakan berkas neutron dan radiasi gamma.

Tiga buah saluran dihubungkan secara radial dan sebuah saluran lainnya secara tangensial terhadap teras reaktor. Satu buah saluran radial dipasang menembus perisai reaktor sampai di teras reaktor. Saluran berkas radiasi ini disebut saluran tembus radial (Arie Yusman, 2011:38).

Beberapa fungsi *beamport* yaitu :

- a. Menyediakan berkas neutron dan gamma untuk keperluan eksperimen
- b. Sebagai fasilitas iradiasi bahan yang berukuran besar (diameter 15,2 cm)



Gambar (2.5) *Beamport* Tembus Radial di Reaktor Kartini (Widarto, 2002:32)

*Beamport* tembus merupakan saluran neutron yang menembus reflektor dan terhubung langsung dengan teras reaktor, sehingga memiliki fluks neutron tinggi di pangkal *beamport*. Setiap saluran berkas radiasi terdiri dari dua bagian, yaitu bagian dalam dan bagian luar. Bagian dalam saluran adalah bagian yang dekat dengan teras

reaktor dan terbuat dari baja, *beamport* tembus radial bagian dalam berdiameter 15 cm. Bagian luar saluran bagian yang jauh dari teras reaktor berdiameter 19 cm dan terbuat dari alumunium. Saluran berkas radiasi selalu disumbat dalam (*inner plug*) dan sumbat luar (*outer plug*) untuk tujuan keselamatan (Tegas Sutando, 2002:26).

## 7. Fluks Neutron

Fluks Neutron adalah ukuran intensitas radiasi neutron, yaitu jumlah neutron yang melalui luasan satu sentimeter persegi tiap detik. Dinyatakan sebagai  $\Phi = v \eta$ , dengan  $\eta$  adalah jumlah neutron per sentimeter kubik dan  $v$  adalah kecepatan neutron dalam sentimeter per sekon. Pada penelitian ini digunakan metode aktivasi keping untuk menentukan harga fluks neutron total dan fluks neutron epitermal. Penelitian ini menggunakan keping emas dan keping emas berlapis kadmium untuk menentukan fluks neutron pada *beamport* tembus radial reaktor Kartini. Keping emas digunakan untuk menentukan fluks neutron total yang dari fluks neutron termal dan fluks neutron epitermal.

Produksi isotop radioaktif sebanding dengan fluks neutron dan luas penampang serapan makroskopis inti. Laju reaksi neutron di dalam bahan dirumuskan oleh persamaan

$$R = N \sigma_a \Phi V \quad (2-3)$$

dengan

$R$  adalah laju reaksi neutron ( $n s^{-1}$ )

$N$  adalah kerapatan bahan (atom cm<sup>-1</sup>)

$\Phi$  adalah fluks neutron (n cm<sup>-2</sup> s<sup>-1</sup>)

$\sigma_a$  adalah luas penampang melintang serapan makroskopis (barn)

$V$  adalah volume materi teraktivasi (cm<sup>3</sup>)

Pada saat terbentuk isotop radioaktif hasil reaksi secara bersamaan juga terjadi peluruhan sebesar  $\lambda N$ , dengan  $N$  menyatakan banyaknya atom isotop radioaktif, dan  $\lambda$  adalah konstanta peluruhannya. Laju peluruhan jumlah inti atom isotop radioaktif ditunjukkan oleh persamaan

$$\frac{dN}{dt} = \left[ \frac{dN}{dt} \right] \text{pembentukan} - \left[ \frac{dN}{dt} \right] \text{peluruhan} \quad (2-4)$$

$$= N_0 \sigma_{\text{act}} \Phi V - \lambda N \quad (2-5)$$

Apabila persamaan (2-5) diintergrasikan dengan selang waktu radisi  $t_i$  akan didapat isotop radioaktif sebesar.

$$N_{t_i} = N_0 \sigma_{\text{act}} \Phi V \left[ \frac{1 - e^{-\lambda t_i}}{\lambda} \right] \quad (2-6)$$

$$\lambda N_{t_i} = N_0 \sigma_{\text{act}} \Phi V (1 - e^{-\lambda t_i}) \quad (2-7)$$

$$\lambda N_{t_i} = \Sigma_{\text{act}} \Phi V (1 - e^{-\lambda t_i}) \quad (2-8)$$

dengan  $\Sigma_{\text{act}} = N_0 \sigma_{\text{act}}$  menyatakan tampang lintang aktivasi makroskopis detektor.

Apabila pengukuran dilakukan pada saat berakhirnya  $t_i$  maka aktivitas pencacahannya adalah:

$$A_{t_i} = K \lambda N_{t_i} \quad (2-9)$$

dengan  $K$  adalah efisien detektor. Bila iradiasi dikerjakan dalam waktu yang cukup lama, maka aktivitas isotopnya dianggap mencapai jenuh menurut persamaan :

$$A_s = K \Sigma_{act} \Phi V \quad (2-10)$$

Jika persamaan (2-10) disubtitusikan ke dalam persamaan (2-8) menghasilkan aktivitas cacah pada saat  $t_i$  sebesar:

$$A_{ti} = A_s (1 - e^{-\lambda t_i}) \quad (2-11)$$

Jika radionuklida tersebut baru dicacah peluruhanya setelah selang waktu  $t_c$  detik, maka ada peluruhan selang waktu tunggu  $(t_c - t_i)$  dan aktivitasnya pada saat  $t_c$  adalah

$$A_{tc} = A_{ti} (e^{-\lambda(t_c - t_i)})$$

$$= A_s (1 - e^{-\lambda t_i}) (e^{-\lambda(t_c - t_i)})$$

sehingga diperoleh

$$A_s = \frac{A_{tc}}{(1 - e^{-\lambda t_i})(e^{-\lambda(t_c - t_i)})} \quad (2-12)$$

Bila diadakan pencacahan dari saat  $t_c$  sampai  $t_{akhir}$  maka jumlah cacah pada selang waktu itu adalah

$$C = \int_0^{t_{akhir} - t_c} A dt \quad (2-13)$$

dengan  $A$  adalah aktivitas mulai pencacahan yaitu pada saat  $t_c$ , persamaan (2-13) menjadi:

$$C = A_s (1 - e^{-\lambda t_i}) (e^{-\lambda(t_c - t_i)}) \int_0^{t_{akhir} - t_c} e^{-\lambda t} dt \quad (2-14)$$

dan persamaan diatas dapat diselesaikan menjadi

$$C = \frac{A_s}{\lambda} (1 - e^{-\lambda t_i}) (e^{-\lambda(t_c - t_i)}) (1 - e^{-\lambda(t_{akhir} - t_c)}) \quad (2-15)$$

sehingga diperoleh:

$$A_s = \frac{\lambda C}{(1 - e^{-\lambda t_i})(e^{-(\lambda t_c - t_i)})(1 - e^{-\lambda t_{akhir} - t_c})} \quad (2-16)$$

Bila persamaan (2-10) disubtitusikan ke persamaan (2-16) maka

diperoleh:

$$\Phi = \frac{\lambda C}{K \Sigma_{act} V (1 - e^{-\lambda t_i})(e^{-(\lambda t_c - t_i)})(1 - e^{-\lambda t_{akhir} - t_c})} \quad (2-17)$$

Persamaan (2-17) dapat diubah menjadi:

$$\Phi = \frac{\lambda C \rho}{K m \Sigma_{act} (1 - e^{-\lambda t_i})(e^{-\lambda t_d})(1 - e^{-\lambda t_c})} \quad (2-18)$$

dengan

$C$  adalah jumlah cacah  $\lambda$  adalah

konstanta peluruhan ( $s^{-1}$ )

$\Phi$  adalah fluks neutron ( $n \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ )

$V$  adalah volume isotop sebelum diiradiasi ( $\text{cm}^3$ )

$t_i$  adalah waktu iradiasi (detik)  $t_c$  adalah waktu

pencacahan (detik)  $t_d$  adalah waktu tunda (detik)

$K$  adalah konstanta efisiensi detektor

$\Sigma_{act}$  adalah luas penampang makroskopis inti ( $\text{cm}^{-1}$ ) m

adalah massa isotop sebelum diiradiasi (gram)  $\rho$

adalah massa jenis isotop sebelum diiradiasi ( $\text{g cm}^{-3}$ )

Persamaan (2-18) dapat disederhanakan dengan mensubstitusi persamaan (2-16) ke persamaan (2-18), menjadi:

$$\Phi = \frac{A_s A}{K N_A \sigma_{act} m} \quad (2-19)$$

dengan  $N = \frac{\rho}{A} N_A$  menyatakan jumlah inti tiap satuan volume,  $N_A$  merupakan bilangan Avogadro. A adalah nomor massa,  $\rho$  adalah kerapatan massa cuplikan ( $\text{g cm}^{-3}$ ), m adalah berat cuplikan (gram), V adalah volume cuplikan ( $\text{cm}^{-3}$ ),  $\Sigma_{act}$  adalah tampang lintang radiasi makroskopik ( $\text{cm}^{-1}$ ),  $A_s$  adalah aktivitas jenuh cuplikan, K adalah konstanta efisiensi detektor, dan  $\sigma_{act}$  adalah tampang lintang radiasi mikroskopik ( $\text{cm}^2$ ).

## 8. Koefisien Atenuasi

Jika radiasi  $\gamma$  atau radiasi-X menembus materi, maka akan terjadi interaksi dengan materi dan mengalami pengurangan energi. Atenuasi karena interaksi adalah pengurangan energi foton atau perubahan arah foton. Rasio atenuasi foton dalam materi yang tebalnya 1 cm disebut koefisien atenuasi ( $\mu$ ). Pada umumnya, semakin besar energi foton, semakin besar juga nilai  $\mu$ -nya. Oleh karena itu, daya tembus foton dalam materi semakin besar bila panjang gelombangnya semakin pendek. Pada materi tertentu, koefisien atenuasi dapat berubah berdasarkan rapat jenis materi tersebut, disebut koefisien atenuasi massa ( $\mu_m$ ). Pada beberapa materi tertentu, koefisien atenuasi massa yang hanya berhubungan dengan

panjang gelombang foton, dan merupakan rasio atenuasi foton dengan luasan  $1 \text{ cm}^2$  dan massa 1 gram. (Linda Yuniar Suparman, 2011)

## **H. Penelitian yang Relevan**

Sebelum dilakukan penelitian ini, sebelumnya telah dilakukan penelitian sebagai berikut :

1. Ery Rahmawati dengan judul “Pemetaan Fluks Neutron Termal pada Fasilitas Iradiasi *Lazy Susan* Reaktor Kartini”. Penelitian ini menggunakan metode aktivasi *foil* dari bahan  $Au^{197}$ . Pengukuran ini dilakukan pada beberapa tempat dari 40 tempat yang ada pada fasilitas iradiasi *Lazy Susan* yaitu pada lokasi standar, utara, timur, selatan, dan barat. Hasil analisis menunjukkan bahwa nilai fluks neutron termal pada fasilitas uji iradiasi *Lazy Susan* Reaktor Kartini pada posisi standar mempunyai orde  $(1,5 \times 10^{11} - 2,63 \times 10^{11} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1} \pm 0,0006\%)$ , posisi utara  $(2,08 \times 10^{11} - 3,20 \times 10^{11} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1} \pm 0,0003\%)$ , posisi timur  $(2,15 \times 10^{11} - 3,32 \times 10^{11} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1} \pm 0,0004\%)$ , posisi selatan  $(2,20 \times 10^{11} - 3,43 \times 10^{11} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1} \pm 0,0007\%)$ , dan posisi barat  $(2,24 \times 10^{11} - 4,04 \times 10^{11} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1} \pm 0,0005\%)$
2. Linda Yuniar Suparman dengan judul “Penentuan Karakteristik Distribusi Fluks Neutron Termal Fasilitas Iradiasi *Lazy Susan* (LS) Arah Horizontal Reaktor Kartini”. Penelitian ini menggunakan metode aktivasi *foil* dari bahan  $Au^{197}$ . Penelitian ini dilakukan pada beberapa tempat dari 40 tempat yang ada pada fasilitas iradiasi *Lazy Susan* yaitu

pada lokasi LS 3, LS 11, LS 19, LS 27, dan LS 35. Hasil penelitian ini adalah nilai fluks neutron termal pada posisi LS 3 yakni sebesar  $(0,87 \times 10^{11} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1} \pm 0,0002\%)$ , LS 11  $(1,14 \times 10^{11} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1} \pm 0,0003\%)$ , LS 19  $(1,24 \times 10^{11} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1} \pm 0,0004\%)$ , LS 27  $(0,87 \times 10^{11} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1} \pm 0,0003\%)$ , dan LS 35  $(0,93 \times 10^{11} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1} \pm 0,0001\%)$ . Maka karakteristik distribusi fluks neutron termal pada fasilitasi iradiasi *Lazy Susan* arah horizontal memenuhi persamaan sebagai berikut:

$$Y = -4 \times 10^{-10} X^5 + 2 \times 10^{-7} X^4 + -4 \times 10^5 X^3 + 0,0036X^2 - 0,112X + 1,8713$$

dengan  $Y$  menyatakan fluks neutron dan  $X$  sebagai jarak.

## **BAB III**

### **METODE PENELITIAN**

#### **A. Waktu dan Tempat Penelitian**

Penelitian ini dilaksanakan mulai bulan Maret – Mei 2018, di Pusat Sains dan Teknologi Akselerator Batan Tenaga Nuklir Nasional (PSTA BATAN)

#### **B. Variabel Penelitian**

Varibel dalam penelitian ini meliputi

##### 1. Variabel bebas

- a. Waktu tunggu sebelum dilakukan pencacahan.
- b. Posisi pemasangan keping emas dan keping emas berlapis kadmium pada kolimator pada jarak tertentu dari teras reaktor.

##### 2. Variabel terikat

Variabel terikat dalam penelitian ini adalah besarnya fluks neutron termal dan epitermal pada fasilitas *in vitro in vivo beampoint* tembus radial Reaktor Kartini.

##### 3. Variabel terkontrol

- a. Nilai daya reaktor Kartini sebesar 100 kW.
- b. Waktu iradiasi sampel 10 menit.
- c. Waktu pencacahan masing-masing sampel 5 menit.
- d. Efisiensi detektor.

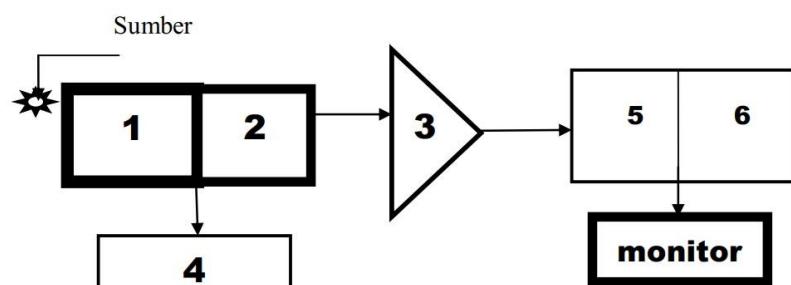
## C. Instrumen Penelitian

Instrumen yang digunakan pada penelitian ini adalah sebagai berikut :

### 1. Alat – alat yang digunakan dalam Penelitian

#### A. Spektrometri Gamma

Spektrometri gamma didefinisikan sebagai suatu metode pengukuran dan identifikasi unsur-unsur dalam cuplikan radioaktif dengan jalan mengamati spektrum karakteristik yang ditimbulkan oleh interaksi sinar gamma yang dipancarkan oleh isotop radioaktif tersebut dengan detektor (Wisnu Susetyo, 1988). Metode ini didukung oleh seperangkat alat yang disebut spectrometer gamma yang terdiri dari sistem *cryostat*, detektor HPGe, penguat awal (*pre amplifier*), penguat (*amplifier*), penganalisis saluran ganda (*multi channel analyzer*), model accuspec di dalam komputer sebagai pengolah data, dan sumber tegangan tinggi. Skema pencacahan menggunakan spektrometer gamma ditunjukkan pada Gambar 3.1



Gambar 3.1 Skema Penerapan Spektrometer

Gamma

Keterangan :

1. Detektor HPGe (*Canberra industries Inc*), tipe koaksial, model GC108 dengan nomor seri : 4922305 dan sistem cryostat (*Canberra industries Inc*) nomor seri 7500
2. Pre Amplifier (*Canberra industries Inc*) nomor seri 2002
3. Amplifier (*Ortec industries*) nomor seri 572
4. Sumber Tegangan
5. Penganalisa saluran ganda (MCA), jumlah saluran yang digunakan 200 salur
6. Komputer (*Personal Computer*)

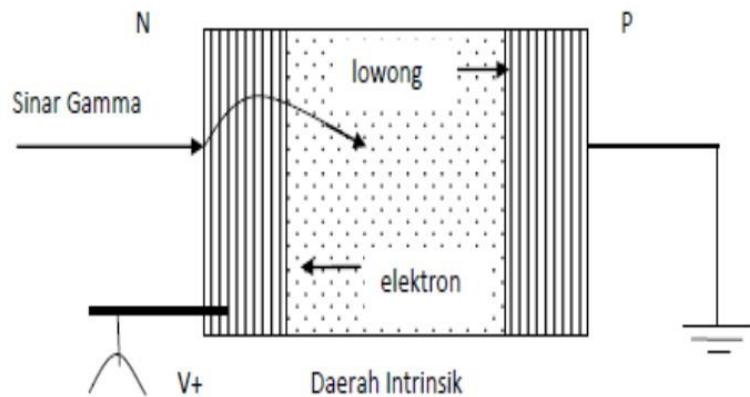
#### B. Detektor HPGe

Detektor HPGe (*High Purity Germanium*) adalah detektor semikonduktor. Interaksi antar sinar gamma detektor pada hakikatnya adalah interaksi sinar gamma dengan suatu bahan, dengan demikian sinar gamma yang berinteraksi dengan detektor akan mengalami tiga proses utama yaitu efek fotolistrik, efek Compton, dan produksi pasangan. Melalui ketiga proses ini, sinar gamma menyerahkan sebagian atau seluruh energinya pada detektor dan sebagai hasilnya akan terbentuk pasangan elektron dan lowong pada daerah intrinsik detektor. Pengaruh tegangan listrik panjar mundur (*reversed bias*) yang dikenakan pada detektor tersebut mengakibatkan elektron bergerak menuju lapisan *N* dan lowong bergerak menuju lapisan *P*. Pada ujung-ujung elektroda, elektroda,

elektron dan lowong akan mengakibatkan perubahan beda potensial sehingga menimbulkan sinyal pulsa (Wisnu Susetyo, 1988).

Tinggi pulsa sebanding dengan energi sinar gamma yang berinteraksi dengan detektor. Sinyal pulsa ini diterima oleh penguat awal dan kemudian diperkuat oleh *amplifier* untuk dikirim menuju penganalisis saluran ganda untuk dicacah dan dianalisis. Hasil pencacahan secara analog dapat dilihat melalui spektrum sinar gamma pada layar komputer.

Detektor HPGe harus dioperasikan pada suhu sangat rendah agar tidak menghasilkan derau yang merusak daya pisah detektor. Oleh karena itu, detektor HPGe diletakkan di dalam bejana hampa yang disebut *cryostat*. Dalam sistem *cryostat*, detektor HPGe didinginkan oleh nitrogen cair yang memiliki suhu -196°C (77 K). Selain untuk menjamin daya pisah yang tinggi, nitrogen cair juga diperlukan untuk menjaga keberadaan intrinsik. Skema detektor HPGe ditunjukkan oleh Gambar 3.2



Gambar 3.2 Skema Detektor HPGe

(Wisnu S, 1998:68)

C. Penggaris 100 cm dan 30 cm

Penggaris digunakan untuk mengukur kedalaman *beamport* dan diameter kolimator

D. Timbangan Elektronik

Timbangan digunakan untuk mengukur massa dari emas dan cadmium. Alat ini maksimum penimbangannya 303 gram dengan ketelitian 0,0005 gram.

E. Penjepit

Penjepit digunakan untuk mengambil keping yang telah diiradiasi.

F. Plastik

Plastik digunakan untuk membungkus keping emas dan keping emas berlapis cadmium.

#### G. *Container* Timbal

*Container* Timbal digunakan untuk membawa keping emas yang telah diiradiasi dari reaktor sampai ke tempat penyimpanan sementara dan dari tempat penyimpanan sementara ke tempat pencacahan.

#### H. Surveymeter

*Surveymeter* digunakan untuk mengukur paparan radiasi sinar gamma di sekitar *beamport* tembus radial.

#### I. Pinset

Pinset digunakan untuk mengambil keping emas (sampel) baik yang belum ataupun yang sudah diiradiasi.

#### J. Selotip

Selotip digunakan untuk menempelkan keping emas dan keping emas berlapis kadmium pada kolimator.

#### K. Gunting

Gunting digunakan untuk memotong plastik dan selotip yang digunakan untuk membungkus keping emas dan keping emas berlapis kadmium.

### **2. Bahan yang Digunakan dalam Penelitian**

Bahan-bahan yang digunakan dalam penelitian ini adalah:

- a. Keping emas dan keping emas berlapis kadmium

Keping emas yang digunakan dalam penelitian ini berjumlah 12 keping, dengan 6 keping emas dan 6 keping emas berlapis kadmium.

Berikut data-data terkait unsur emas dan kadmium :

1. Unsur Emas

Unsur	Waktu Paruh (hari)	Massa Jenis (g/cm <sup>3</sup> )	Luas Penampang Lintang serapan inti (barn)	Energi gamma (keV)	Kemurnian (%)
Emas (19779Au)	2,695	19,296	98,8	411,8	99,9918

(Journal of the Physical Society, Vol.59, No.2 August 2011, pp.16321635).

2. Unsur Kadmium

Unsur	Waktu Paruh (tahun)	Energi Ambang (keV)	Luas Penampang Lintang serapan inti (barn)	Ketebalan (mm)
Cadmium	5,3	0,523	2550	1,02

(IAEA, 1970:100).

b. Nitrogen Cair

c. Sumber Radioaktif

Sumber radioaktif yang digunakan untuk kalibrasi detektor HPGe adalah  $^{152}_{63}Eu$

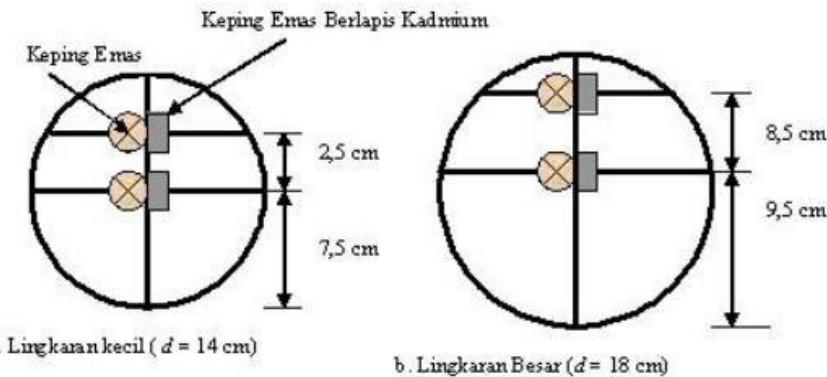
#### **D. Jenis Penelitian**

Penelitian ini merupakan jenis penelitian eksperimen. Eksperimen dilakukan untuk mengetahui distribusi fluks neutron yang dihasilkan pada *beampoint* tembus radial Reaktor Kartini.

#### **E. Langkah Kerja**

Dalam penelitian ini, langkah-langkah yang dilakukan adalah:

1. Tahap Persiapan
  - a. Mempersiapkan dan menimbang massa *foil* emas (Au) sebanyak 12 keping, 6 keping diantaranya dibungkus dengan kadmium (Cd)
  - b. Membuat kerangka yang disesuaikan dengan bentuk saluran untuk memasang *foil* emas yang akan diiradiasi baik yang terbungkus kadmium maupun yang tidak terbungkus.
  - c. Memasang keping pada kolimator dan ditandai pada setiap posisi.



Gambar 3.3 pemasangan *foil* pada lingkaran berdiameter kecil maupun besar

- d. Memberi kode pada setiap *foil* terpasang untuk menunjukkan posisi di dalam saluran tembus radial.
  - e. Memasukkan kolimator yang telah dipasang *foil* emas tanpa kadmium dan *foil* emas dilapisi kadmium.
2. Tahap Iradiasi
- a. Kolimator dengan *foil* terpasang, dimasukkan ke dalam saluran tembus radial, kemudian reaktor dioperasikan pada daya 100 kW selama 3 jam sebagai langkah pelaksanaan iradiasi
  - b. Mencatat waktu tunda sampai dengan paparan radiasi sinar gamma di sekitar saluran tembus radial kurang atau sama dengan 2,5 mrad  $\text{jam}^{-1}$ .
  - c. Mengambil dan menyimpan kolimator pemegang *foil* ke tempat penyimpanan sementara, sampai paparan radiasi gamma berkurang agar dapat dilakukan pencacahan.
  - d. Sampel yang telah turun paparan radiasinya kemudian dilepas satu per satu dari kolimator lalu dimasukkan ke dalam *Container Pb*.

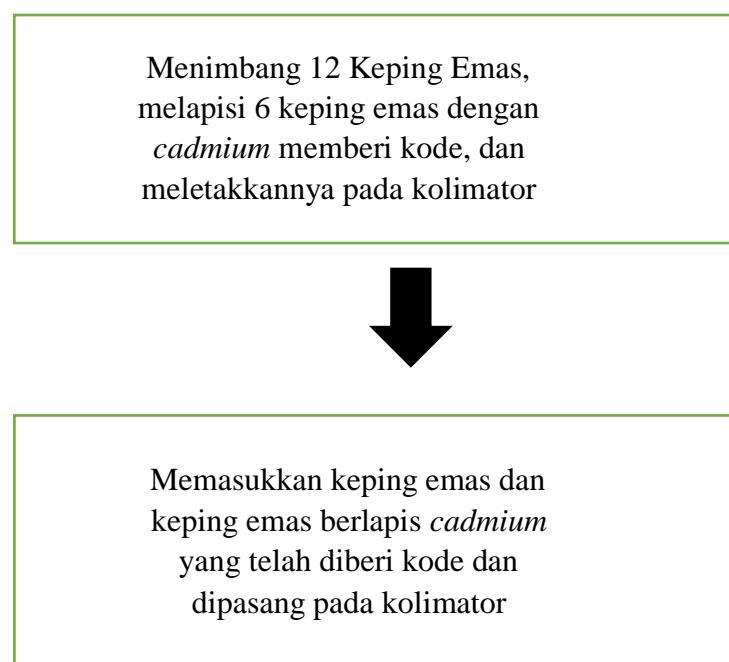
- e. Apabila paparan radiasi keping telah mencapai kurang dari 1 mrem/jam petugas dapat mulai melakukan pencacahan.

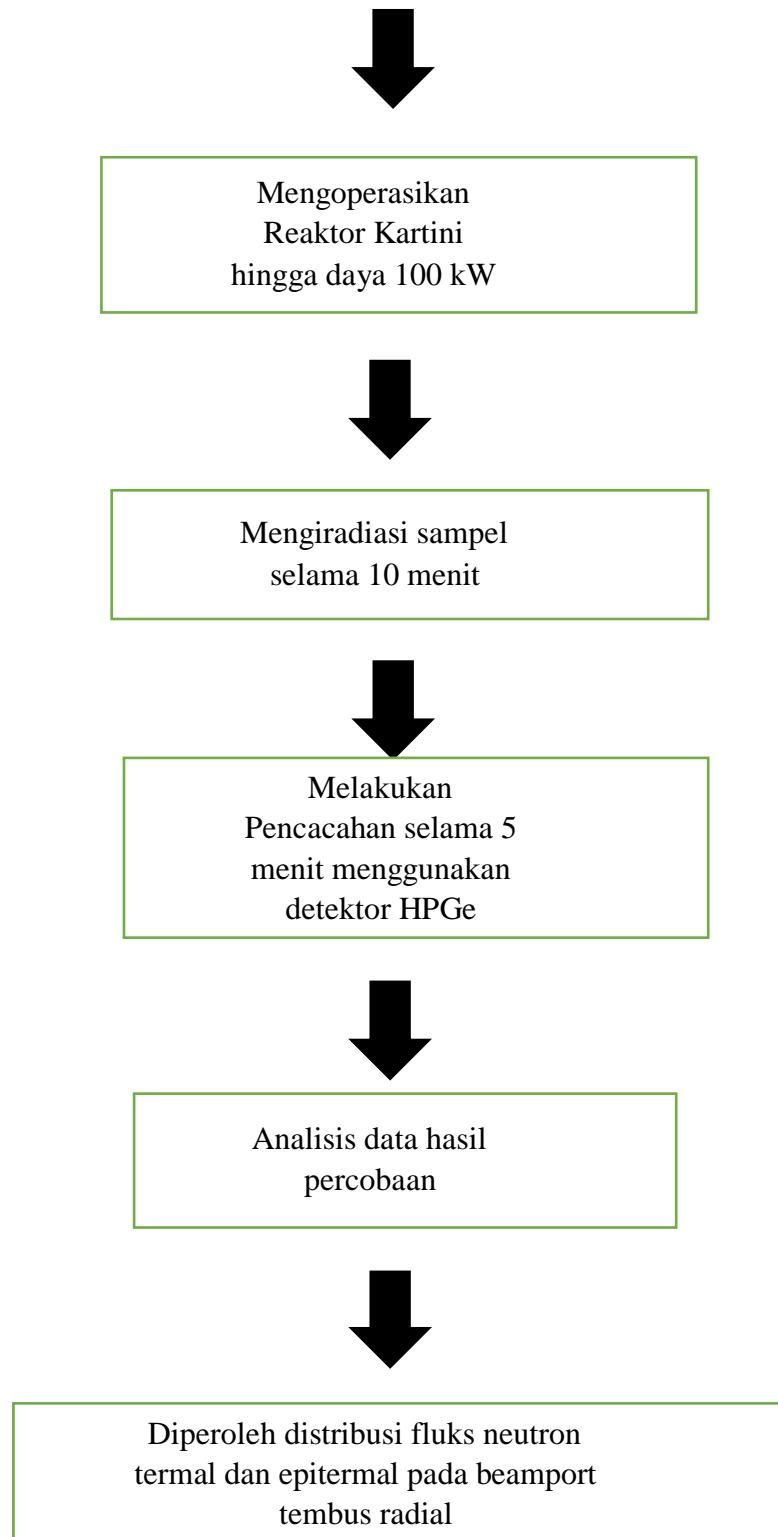
### 3. Tahap Pencacahan

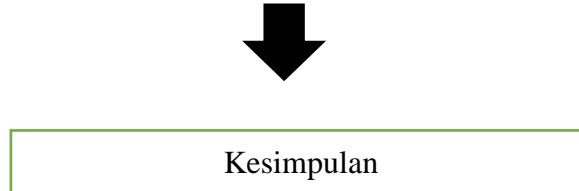
- a. Melakukan kalibrasi terhadap detektor.
- b. Menetapkan waktu pencacahan setiap keping.
- c. Melakukan pencacahan (*counting*) setiap *foil* emas dengan menggunakan detektor, waktu tunda dicatat mulai pada saat reaktor dimatikan sampai dimulainya pencacahan.
- d. Mencatat hasil pencacahan radiasi gamma dari sampel yang teriradiasi.

## F. Diagram Alir Penelitian

Secara singkat langkah-langkah penelitian dapat disajikan sebagai berikut :







Gambar 3.4 Diagram Alir Penelitian

## G. Teknik Analisis Data

Data yang diperoleh berupa besaran efisiensi detektor HPGe, nilai cacah per sekon (cps), lama waktu iradiasi ( $t_i$ ), lama waktu tunggu atau *delay* sebelum dicacah ( $t_d$ ), dan lama waktu pencacahan.

Ralat pengukuran fluks neutron total dan fluks neutron epitermal dirumuskan dengan persamaan sebagai berikut :

$$\Delta\Phi = \left| \frac{\delta\Phi}{\delta m} \right| |\Delta m| + \left| \frac{\delta\Phi}{\delta t_i} \right| |\Delta t_i| + \left| \frac{\delta\Phi}{\delta t_d} \right| |\Delta t_d| + \left| \frac{\delta\Phi}{\delta t_c} \right| |\Delta t_c|$$

dengan

$\Delta\Phi$  = ralat fluks neutron

$\Delta m$  = ralat massa

$\Delta t_i$  = ralat waktu iradiasi

$\Delta t_d$  = ralat waktu tunda

$\Delta t_c$  = ralat waktu cacah

Berdasarkan persamaan diperoleh turunan dari fluks neutron terhadap  $m$ ,  $t_i$ ,  $t_c$ , dan  $t_d$  adalah sebagai berikut :

$$\frac{\partial \Phi}{\partial m} = \frac{-\lambda C\rho}{K\Sigma_{act} m^2 (1-e^{-\lambda t_i})(e^{-\lambda t_d})(1-e^{-\lambda t_c})} \text{neutron/cm}^2\text{s}$$

$$\frac{\partial \Phi}{\partial t_i} = \frac{-\lambda^2 C\rho e^{-\lambda t_i}}{K\Sigma_{act} m (1-e^{-\lambda t_i})^2 (e^{-\lambda t_d})(1-e^{-\lambda t_c})} \text{neutron/cm}^2\text{s}$$

$$\frac{\partial \Phi}{\partial t_d} = \frac{-\lambda^2 C\rho}{K\Sigma_{act} m (1-e^{-\lambda t_i})(e^{-\lambda t_d})^2 (1-e^{-\lambda t_c})} \text{neutron/cm}^2\text{s}$$

$$\frac{\partial \Phi}{\partial t_c} = \frac{-\lambda^2 C\rho e^{-\lambda t_c}}{K\Sigma_{act} m (1-e^{-\lambda t_i})(e^{-\lambda t_d})(1-e^{-\lambda t_c})^2} \text{neutron/cm}^2\text{s}$$

dengan

$K$  = konstanta (efisiensi detektor)

$\Sigma_{act}$  = tampang lintang radiomikroskopik ( $\text{cm}^2$ )

Persamaan di atas disubtitusi ke persamaan sebelumnya, maka didapat

$$\Delta\Phi = \frac{-\lambda C\rho}{K\Sigma_{act} m (1-e^{-\lambda t_i})(e^{-\lambda t_d})(1-e^{-\lambda t_c})} \left\{ \frac{|\Delta m|}{\lambda m} + \frac{e^{-\lambda t_i}}{1-e^{-\lambda t_i}} |\Delta t_i| + \frac{e^{-\lambda t_c}}{1-e^{-\lambda t_i}} |\Delta t_c| \right\}$$

Persamaan ini digunakan untuk menghitung nilai rambat ralat fluks neutron total dan epitermal. Dengan  $\Delta m$ ,  $\Delta t_i$ ,  $\Delta t_d$ ,  $\Delta t_c$  adalah setengah nilai skala terkecil

$\Delta m = 0,0005$  gram

$\Delta t_i = \Delta t_d = \Delta t_c = 0,5$  s

untuk penentuan rambat fluks neutron termal adalah selisih antara fluks neutron total terhadap fluks neutron epitermal

$$\Phi_{termal} = \Phi_{total} - \Phi_{epitermal}$$

dengan

$$\Phi_{\text{termal}} = \Phi_{T0} \pm \Delta\Phi_T \text{ dan } \Phi_{\text{epitermal}} = \Phi_{\text{epi}0} \pm \Delta\Phi_{\text{epi}0}$$

sehingga

$$\Delta\Phi_{\text{termal}} = \left| \frac{\partial\Phi_t}{\partial\Phi_T} \right| \Delta\Phi_T + \left| \frac{\partial\Phi_t}{\partial\Phi_{\text{epi}0}} \right| \Delta\Phi_{\text{epi}}$$

$$= |1| \Delta\Phi_T + |-1| \Delta\Phi_{\text{epi}}$$

$$= \Delta\Phi_T + \Delta\Phi_{\text{epi}}$$

## BAB IV

### HASIL PENELITIAN DAN PEMBAHASAN

#### A. Hasil Penelitian

##### 1. Hasil Detektor HPGe

###### a. Hasil Kalibrasi Energi Detektor HPGe

Kalibrasi ini dilakukan dengan cara mencacah sumber radioaktif standar yaitu  $^{152}_{63}Eu$  (Europium). Sumber ini mempunyai banyak puncak spektrum sinar gamma yang tersebar merata dari tenaga rendah ke tenaga tinggi. Setiap pengukuran puncak serapan total sinar gamma dari sumber standar  $^{152}_{63}Eu$  akan diperoleh data ( $n_i E_i$ ) dengan  $n$  adalah nomor salur dan  $E$  adalah sinar energi gamma yang dipancarkan.

Hasil dari kalibrasi detektor HPGe disajikan pada tabel 4.1

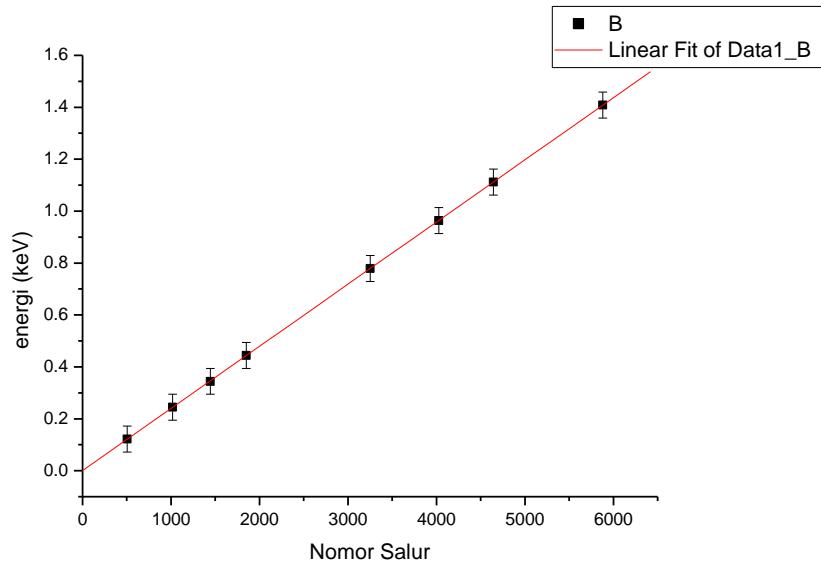
Tabel 4.1 Hasil Kalibrasi Energi Detektor HPGe

Nomor Salur ( $X_i$ )	$(E \pm 0,005)$ keV	$(C \pm 0,005)$ cps
503	121,900	1042,220
1018	244,670	175,660
1444	344,330	545,360

1851	444,08	44,000
3252	779,07	122,660
4026	964,00	115,420
4644	1112,22	100,530
5881	1408,09	126,320

dengan  $\Delta = 0,005$  untuk besaran energi dan laju cacah.

Hasil kalibrasi energi menunjukkan bahwa hubungan energi sinar gamma karakteristik terhadap nomer salur pada sistem pencacah adalah liniear.



dengan mensubstitusi data-data di atas diperolehlah persamaan  $Y = A + BX$  yaitu  $Y = 0,68764 + 0,23931 X$ . Dengan X

menyatakan nomor salur pencacah dan Y menyatakan energi radiasi gamma.

b. Hasil Kalibrasi Efisiensi Detektor

Detektor radiasi sinar gamma yang digunakan adalah HPGe dengan sumber standar *Europium* ( $^{152}_{63}Eu$ ). Hasil kalibrasi efisiensi memberikan hubungan antara nilai efisiensi detektor HPGe terhadap energi sinar gamma karakteristik dalam bentuk eksponensial. Berikut ini adalah data kalibrasi efisiensi detektor disajikan pada tabel 4.2

Tabel 4.2 Data Kalibrasi Efisiensi Detektor dengan Sumber Standar  $^{152}_{63}Eu$

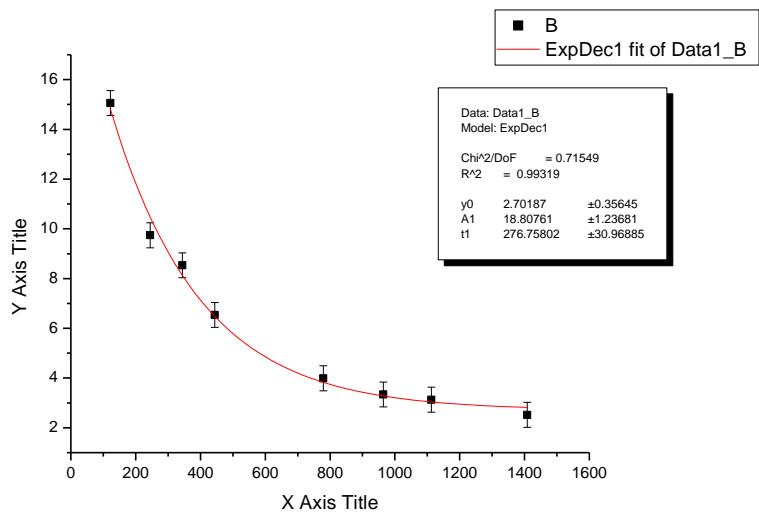
Jarak Sumber dengan Detektor (cm)	Aktivitas Sumber Standar (dps)	Waktu Peluruhan (tahun)	Waktu Paruh (tahun)	Aktivitas (dps)
0	$1,975 \times 10^5$	38,304	12,7	$2,3673 \times 10^4$

Berdasarkan harga aktivitas ini dan laju cacah serta nilai yield yang dapat dilihat dari tabel 4.3 . Secara singkat nilai efisiensi detektor disajikan pada tabel 4.3

Tabel 4.3 Nilai Efisiensi Detektor

(E $\pm$ 0.005) keV	(C $\pm$ 0.005) cps	Kelimpahan (Yield)	(Ef $\pm$ 0.005) $10^{-3}$
121,900	1042,220	0,2924	15,056
244,670	175,660	0,0762	9,737
344,330	545,360	0,2700	8,532
444,080	44,000	0,0284	6,544
779,070	122,660	0,1299	3,988
964,000	115,420	0,1458	3,343
1112,220	100,530	0,1358	3,127
1408,090	126,320	0,2121	2,515

Hasil kalibrasi efisiensi memberikan hubungan antara nilai efisiensi detektor HPGe terhadap energi sinar gamma dalam bentuk eksponensial dan diperoleh grafik sebagai berikut :



Grafik di atas memiliki persamaan  $y_0 + A_1 e^{-x/t_1}$  dengan  $y_0 = 0,02698$  ,  $A_1 = 0,18793$  , dan  $t_1 = 277,17953$  sehingga persamaan eksponensialnya menjadi

$$Y = 0,02698 + 0,18793 e^{-x/277,17953}$$

Berdasarkan hasil kalibrasi diketahui bahwa energi sinar gamma untuk isotop mas ( $^{198}_{79}Au$ ) adalah 411,66 keV. Energi ini dicatat pada nomor salur 1718. Agar diperoleh ketelitian yang lebih tinggi maka nomor salur 1718 disubtitusikan ke persamaan

$$Y = 0,68764 + 0,23931 X$$

sehingga diperoleh untuk  $X = 1718$  maka  $Y = 411,66$  keV. Nilai energi sinar gamma yang telah diperoleh kemudian disubtitusikan ke persamaan

$$Y = 0,02698 + 0,18793 e^{-x/277,17953}$$

sebagai  $x$  maka diperoleh nilai efisiensi detektor HPGe untuk isotop emas, yaitu  $K = 6,9 \times 10^{-3}$ . Jadi laju cacaht yang diterima oleh detektor dengan aktivitas sumber  $^{152}_{63}Eu$  adalah sebesar  $6,9 \times 10^{-3}$ .

Jika  $E < 100\text{keV}$ , efisiensi detektor akan naik dengan tenaga sinar  $\gamma$  yang terdeteksi, sedangkan pada daerah tenaga  $E > 100 \text{ keV}$  berlaku sebaliknya efisiensi justru akan turun untuk kenaikan tenaga sinar  $\gamma$  yang terdeteksi. Kemampuan sinar  $\gamma$  untuk berinteraksi dengan detektor mencapai tingkat maksimal di sekitar 100 keV. Setelah itu tenaga sinar  $\gamma$  menjadi cukup besar sehingga menjadi kebolehjadian foton  $\gamma$  untuk meloloskan diri dari detektor apabila sinar  $\gamma$  tanpa berinteraksi cukup besar maka efisiensi detektor akan turun.

## 2. Hasil Penentuan Aktivitas Jenuh Isotop Emas

Data pengukuran massa dan hasil pencacahan keping ditunjukkan pada tabel 4.4 dan 4.5

Tabel 4.4 Pengukuran Massa Setiap Keping Emas ( $^{198}_{79}Au$ )

Kode Keping	Massa Emas ( $^{198}_{79}Au$ ) tanpa kadmium (g)	Kode Keping	Massa Emas ( $^{198}_{79}Au$ ) dengan kadmium (g)
A1	0,055	B1	0,059
A2	0,065	B2	0,042
A3	0,057	B3	0,065

A4	0,058	B4	0,047
A5	0,055	B5	0,028
A6	0,059	B6	0,026

Setelah dilakukan irradiasi maka dilakukan pencacahan *foil* emas.

Dengan menggunakan data pencacahan maka aktivitas jenuh dari isotop emas yang tercacaah dapat ditentukan. Hasil pencacahan dan perhitungan aktivitas jenuh setiap isotop emas ditunjukkan pada tabel 4.6:

Tabel 4.5 Data Pencacahan Isotop Emas ( $^{198}_{79}Au$ )

Tanpa kadmium			
Kode	$(C \pm 0,005)$ cps	Waktu tunggu ( $t_d$ )	Aktivitas Jenuh (disintegrasi $^{-1}$ )
A1	3920,550	524700	$3,4893 \times 10^4$
A2	290,050	109800	$7,5262 \times 10^2$
A3	207,170	105480	$5,3071 \times 10^2$
A4	170,220	100320	$4,2942 \times 10^2$
A5	181,810	94140	$4,5032 \times 10^2$
A6	151,250	95820	$3,7650 \times 10^2$

Dengan kadmium			
Kode	(C $\pm$ 0,005) cps	Waktu tunggu (t <sub>d</sub> )	Aktivitas Jenuh (disentegrasis <sup>-1</sup> )
B1	750,650	525180	$6,6904 \times 10^3$
B2	97,5800	106560	$2,5077 \times 10^2$
B3	70,7600	105840	$1,8146 \times 10^2$
B4	35,2500	97080	$8,8075 \times 10^1$
B5	36,9400	98220	$9,2611 \times 10^1$
B6	29,2200	96300	$7,2840 \times 10^1$

dengan waktu pencacahan (t<sub>c</sub>) selama 300 sekon dan waktu iradiasi (t<sub>i</sub>) selama 600 sekon. Ralat untuk pencacahan isotop emas adalah sebesar 0,5.

### 3. Hasil Penentuan Fluks Neutron pada *Beampore* Tembus Radial

Penentuan fluks neutron pada *beampore* tembus radial meliputi fluks neutron total, fluks neutron termal, dan fluks neutron epitermal. Hasil penentuan fluks neutron ditunjukkan pada tabel (4.6)

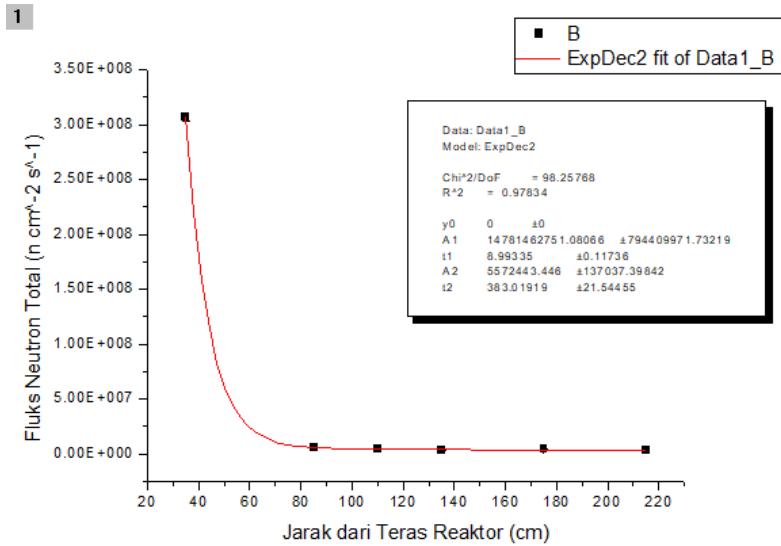
Tabel 4.6 Data Hasil Penentuan Fluks Neutron

Jarak (cm)	$(\Phi_{\text{total}} \pm \Phi) \text{ n cm}^{-2}\text{s}^{-1}$	$(\Phi_{\text{epitermal}} \pm \Phi) \text{ n cm}^{-2}\text{s}^{-1}$	$(\Phi_{\text{termal}} \pm \Phi) \text{ n cm}^{-2}\text{s}^{-1}$
35	$(3,07 \pm 0,04) \times 10^8$	$(5,48 \pm 0,06) \times 10^7$	$(2,52 \pm 0,03) \times 10^8$
85	$(5,60 \pm 0,06) \times 10^6$	$(2,89 \pm 0,04) \times 10^6$	$(2,71 \pm 0,01) \times 10^6$
110	$(4,50 \pm 0,05) \times 10^6$	$(1,35 \pm 0,01) \times 10^6$	$(3,15 \pm 0,04) \times 10^6$
135	$(3,58 \pm 0,04) \times 10^6$	$(9,06 \pm 0,01) \times 10^6$	$(2,67 \pm 0,03) \times 10^6$
175	$(3,96 \pm 0,04) \times 10^6$	$(1,60 \pm 0,03) \times 10^6$	$(2,36 \pm 0,01) \times 10^6$
210	$(3,09 \pm 0,03) \times 10^6$	$(1,36 \pm 0,03) \times 10^6$	$(1,73 \pm 0,04) \times 10^6$

#### 4. Penentuan Distribusi Fluks Neutron pada *Beampore* Tembus Radial

Distribusi Fluks Neutron pada *Beampore* Tembus Radial pada Reaktor Kartini dianalisis menggunakan metode pencocokan kurva untuk memperoleh fungsi distribusi fluks neutron pada *beampore* tembus radial dalam bentuk grafik hubungan antara jarak dengan fluks neutron.

a. Distribusi Fluks Neutron Total



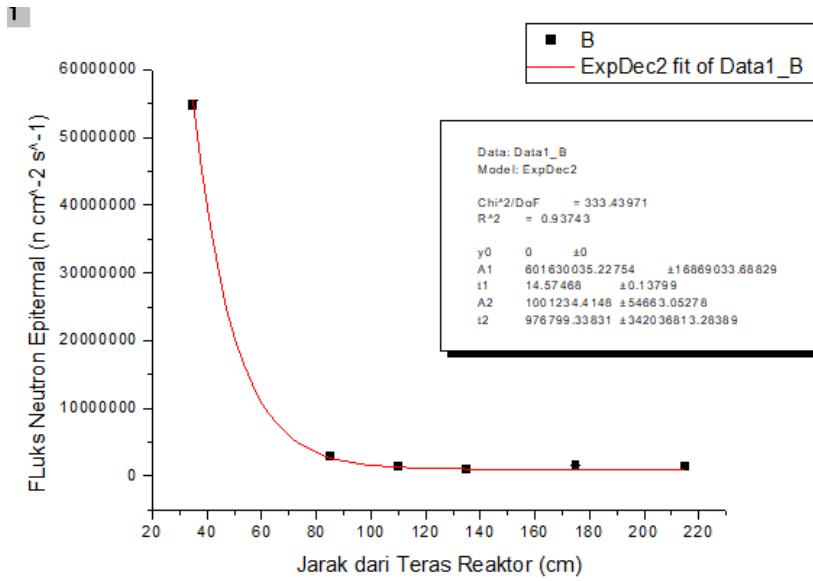
Persamaan dari grafik diatas adalah  $y_0 + A_1 e^{-x/t_1}$  dengan  $y_0$  bernilai 0,

$A_1$  bernilai  $4,54041 \times 10^9$ , dan  $t_1$  bernilai 12,9907 maka persamaannya menjadi

$$\begin{aligned}\Phi &= y_0 + A_1 e^{-x/t_1} \\ &= 4,54041 \times 10^9 e^{-x/12,9907} \\ &= 4,54041 \times 10^9 e^{-0,08x}\end{aligned}$$

dengan  $x$  adalah jarak *foil* emas di dalam *beamport* tembus radial, y adalah fluks neutron total, dan koefisien atenuasinya  $\mu$  adalah 0,08.

b. Distribusi Fluks Neutron Epitermal

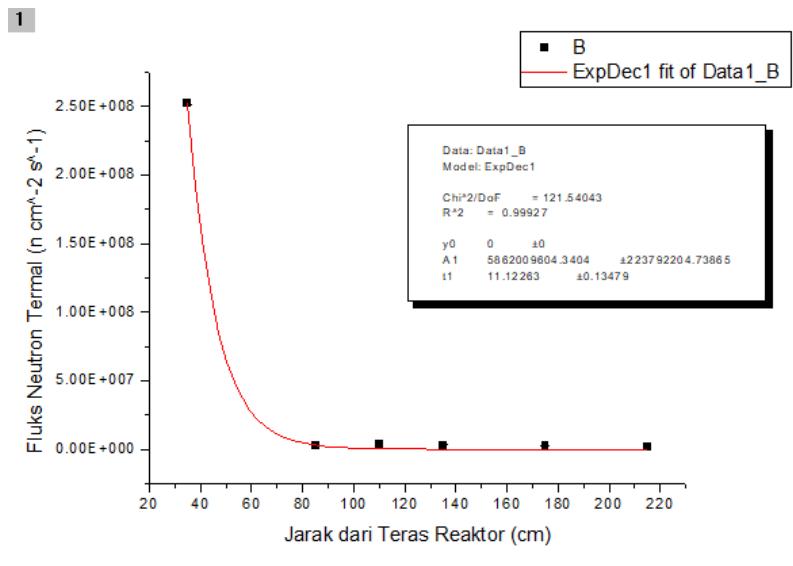


Persamaan dari grafik di atas adalah adalah  $y_0 + A_1 e^{-x/t_i}$  dengan  $y_0$  bernilai 0,  $A_1$  bernilai  $3,9987 \times 10^8$ , dan  $t_i$  bernilai 17,6174 maka persamaannya menjadi

$$\begin{aligned}\Phi &= y_0 + A_1 e^{-x/t_i} \\ &= 3,9987 \times 10^8 e^{-x/17,6174} \\ &= 3,9987 \times 10^9 e^{-0,08x}\end{aligned}$$

dengan  $x$  adalah jarak *foil* emas di dalam *beamport* tembus radial,  $y$  adalah fluks neutron epitermal, dan koefisien atenuasinya  $\mu$  adalah 0,08.

### c. Distribusi Fluks Neutron Termal



Persamaan dari grafik di atas adalah adalah adalah  $y_0 + A_1 e^{-x/t_1}$  dengan  $y_0$  bernilai 0,  $A_1$  bernilai  $5,16252 \times 10^9$ , dan  $t_1$  bernilai 11,587 maka persamaannya menjadi

$$\begin{aligned}\Phi &= y_0 + A_1 e^{-x/t_1} \\ &= 5,16252 \times 10^9 e^{-x/11,587} \\ &= 5,16252 \times 10^9 e^{-0,08x}\end{aligned}$$

dengan  $x$  adalah jarak *foil* emas di dalam *beamport* tembus radial,  $y$  adalah fluks neutron termal, dan koefisien atenusinya  $\mu$  adalah 0,08.

## B. Pembahasan

Pengukuran besaran fluks neutron pada fasilitas uji *in vitro in vivo* pada *beamport* tembus radial Reaktor Kartini dilakukan dengan dua cara yaitu aktivasi *foil* emas ( $^{197}_{79}Au$ ) tanpa pembungkus kadmium dan aktivasi *foil* emas ( $^{197}_{79}Au$ ) dengan pembungkus kadmium. Pada aktivasi cuplikan tanpa pembungkus kadmium, seluruh neutron yang ada dapat bereaksi dengan *foil* sehingga neutron yang berperan adalah neutron total, sedangkan pada aktivasi cuplikan dengan pembungkus kadmium dimaksudkan agar *foil* hanya bereaksi dengan neutron cepat, karena neutron lambat yang memiliki  $E < 0,4$  eV akan tertahan oleh kadmium. Jadi *foil* hanya bereaksi dengan neutron yang mempunyai  $E > 0,4$  eV. Dengan melakukan pencacahan kedua bahan teraktivasi tersebut kemudian dihitung besar fluks neutron masing-masing dan selisihnya merupakan besaran fluks neutron termal.

Isotop emas teriradiasi bersifat tidak stabil sehingga akan meluruh sambil memancarkan sinar gamma. Aktivitas pancaran sinar gamma sebanding dengan fluks neutron di lokasi medan neutron. Unsur emas memiliki waktu paruh 2,7 hari (64,8 jam) dan luas penampang serapan inti 98 barn. Sedangkan kadmium digunakan sebagai bahan absorber yaitu bahan yang menyerap intensitas radiasi pengion. Kadmium memiliki tampang lintang yang luas, sehingga dengan bahan yang tipis dari unsur tersebut, neutron berenergi rendah dapat ditahan.

*Foil* emas yang terbungkus kadmium dan tidak terbungkus kadmium kemudian disusun ke dalam kolimator sesuai dengan kode yang telah ditentukan,

kemudian dimasukkan ke dalam fasilitas iradiasi *beamport* tembus radial. Pada eksperimen ini untuk mendapatkan data fluks neutron digunakan 12 keping dan panjang kolimator adalah 275 cm. Kolimator sendiri mempunyai 5 bagian yang memiliki fungsi masing-masing. Pertama dinding kolimator, dinding kolimator memiliki fungsi meningkatkan dan mempertahankan neutron epitermal. Kedua adalah moderator neutron, berfungsi untuk menurunkan epitermal. Ketiga adalah perisai gamma, berfungsi untuk mengurangi intensitas radiasi gamma tanpa mengurangi fluks neutron epitermal secara signifikan. Keempat adalah filter, digunakan untuk mengurangi fluks neutron termal. Dan terakhir adalah aperture, aperture adalah lubang keluaran kolimator yang menyempit untuk mengendalikan berkas radiasi agar tidak menyebar secara divergen.

Secara teknis untuk memasukkan kolimator pada pada *beamport* tembus radial dengan cara mengeluarkan penyumbat (*plug*), oleh karena itu paparan radiasi neutron dan gamma sangat tinggi sehingga perlu dilakukan kajian keselamatan radiasi dengan pemasangan *shielding paraffin* dengan tebal minimum 15 cm. *Shielding Paraffin* tersebut digunakan untuk mengurangi paparan radiasi neutron dan gamma agar aman bagi pekerja radiasi yang bekerja di sekitar *beamport* tembus radial. Dosis radiasi aman untuk pekerja radiasi adalah 20 mSv/tahun atau sama dengan 1 mrem/jam.

Sampel emas yang telah terpasang pada kolimator dimasukkan pada *beamport* untuk diiradiasi selama 10 menit, keping emas didiamkan hingga paparan radiasi neutron dan gamma dari sampel aman untuk dilepas dari kolimator dan segera dilakukan pencacahan. Aktivitas radiasi sinar gamma yang

ditimbulkan oleh *foil* emas dideteksi dengan detektor HPGe. Setelah dilakukan pencacahan selama 5 menit untuk setiap sampel, maka didapatkan data hasil cacah per detik (cps) dari masing-masing sampel tersebut. Setelah diperoleh data tersebut maka dapat dianalisis besarnya fluks neutron total, fluks neutron epitermal, dan fluks neutron termal.

Dari data yang diperoleh dari hasil pencacahan, dapat dianalisis besar fluks neutron yang ada pada *beamport* tembus radial. Hasil dari penentuan fluks neutron total, fluks neutron epitermal, dan fluks neutron termal ditunjukkan pada tabel 4.6. Penentuan rambat ralat fluks neutron ditunjukkan pada tabel 4.7. Pada tabel 4.6 dapat dilihat hasil fluks neutron pada jarak paling dekat dari teras reaktor yaitu 35 cm memiliki fluks neutron termal sebesar  $(2,52 \pm 0,03) \times 10^8$  n cm<sup>-2</sup> s<sup>-1</sup>, dan fluks neutron epitermalnya sebesar  $(5,48 \pm 0,06) \times 10^7$  n cm<sup>-2</sup> s<sup>-1</sup>. Sedangkan pada jarak terjauh dari *beamport* tembus radial dengan jarak 210 cm memiliki fluks neutron termal sebesar  $(1,731 \pm 0,004) \times 10^6$  n cm<sup>-2</sup> s<sup>-1</sup>, dan untuk fluks neutron epitermalnya sebesar  $(1,36 \pm 0,03) \times 10^6$  n cm<sup>-2</sup> s<sup>-1</sup>.

Harga fluks neutron paling besar terjadi pada jarak 35 cm, dimana pada posisi tersebut sampel diletakkan paling dekat dengan teras reaktor yang mana dalam hal ini adalah sumber radiasi, sedangkan harga fluks neutron yang paling kecil berada pada jarak 210 cm yaitu posisi terjauh dari teras reaktor yang mana dalam hal ini adalah sumber radiasi. Berdasarkan hasil penentuan fluks neutron, dapat dilihat bahwa neutron termal memiliki peranan yang lebih besar sebagai sumber neutron dibanding dengan fluks neutron epitermal. Setelah mendapat

nilai fluks neutron total, fluks neutron epitermal, dan fluks neutron termal langkah selanjutnya adalah membuat grafik hubungan antara jarak dengan fluks neutron baik itu fluks neutron total, fluks neutron epitermal, maupun fluks neutron termal dengan menggunakan program *Origin 6.1* kemudian dilakukan *fitting* data dalam bentuk grafik eksponensial untuk memperoleh karakteristik distribusi fluks neutron pada fasilitas iradiasi *beamport* tembus radial

Fluks neutron mengalami pelemahan seiring bertambahnya jarak lintasan yang harus ditempuh. Harga fluks neutron untuk tiap-tiap posisi mengalami penurunan. Besar koefisien pelemahan fluks neutron total adalah 0,08 , untuk koefisien pelemahan fluks neutron epitermal adalah 0,08 , dan untuk koefisien pelemahan fluks neutron termal adalah 0,08. Berdasarkan hasil penelitian diketahui bahwa fluks neutron termal dan fluks neutron epitermal belum terdistribusi secara merata. Selain itu, pada *beamport* tembus radial fluks neutron epitermal memiliki orde yang relatif sama dengan fluks neutron termal. Proses ini menunjukkan bahwasannya ada proses difusi dalam distribusi fluks neutron, dimana pada proses difusi ini neutron akan mengalami pelbagai macam interaksi. Dengan demikian neutron-neutron akan bergerak secara acak. Parameter keluaran dari kolimator tidak sepenuhnya memenuhi kriteria yang ditentukan IAEA yaitu fluks berkas neutron epitermal minimum  $10^9 \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$  dan fluks neutron termal  $10^7 \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ . Sehingga diperlukan eksperimen lebih lanjut untuk pengembangan kolimator agar distribusi fluks neutron dapat merata dan memenuhi standar IAEA.

## BAB V

### KESIMPULAN DAN SARAN

#### A. Kesimpulan

Berdasarkan hasil penelitian yang telah dilakukan maka dapat disimpulkan:

1. Nilai fluks neutron termal dan epitermal pada reaktor kartini adalah sebagai berikut:
  - a. Pada ujung yang paling dekat dengan teras reaktor, 35 cm, untuk fluks neutron termal bernilai  $(2,52 \pm 0,03) \times 10^8 \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ , dan fluks neutron epitermalnya sebesar  $(5,49 \pm 0,06) \times 10^7 \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ .
  - b. Pada ujung paling jauh dengan teras reaktor, 210 cm, fluks neutron termalnya bernilai  $(1,732 \pm 0,004) \times 10^6 \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ , dan untuk fluks neutron epitermalnya sebesar  $(1,36 \pm 0,03) \times 10^6 \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ .
2. Berdasarkan kriteria persyaratan IAEA nilai fluks neutron epitermal adalah  $10^9 \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$  dan fluks neutron termal  $10^7 \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ . Nilai fluks neutron termal dan epitermal pada *beamport* tembus radial Reaktor Kartini lebih kecil dari persyaratan IAEA, jadi belum dapat digunakan untuk keperluan *Boron Neutron Cancer Therapy* (BNCT).
3. Distribusi fluks neutron termal dan epitermal pada *beamport* tembus radial Reaktor Kartini berbentuk eksponensial terhadap jarak, dengan fungsi sebagai berikut :

- a. Fungsi distribusi fluks neutron epitermal adalah  $\Phi = 3,9987 \times 10^9$

$$e^{-0,08x} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$$

- b. Fungsi distribusi fluks neutron termal adalah  $\Phi = 5,16252$

$$e^{-0,08x} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$$

dengan  $x$  adalah jarak *foil* emas di dalam *beamport* tembus radial, dan

$\Phi$  adalah besarnya fluks neutron

## B. Saran

1. Dalam membuat fasilitas uji *in vitro in vivo* perlu adanya kajian yang lebih mendalam tentang pemasangan *shielding* gamma dan neutron, sehingga mengurangi paparan radiasi gamma dan neutron bagi keselamatan pekerja, dan lingkungan.
2. Perlunya ada pengembangan dan pengkajian lebih lanjut tentang bahan-bahan yang diperlukan dalam pembuatan kolimator sebagai upaya untuk memenuhi standar IAEA guna keberlangsungan BNCT.

## DAFTAR PUSTAKA

- Arie, Yusman. (2011). *Penentuan Karakteristik Distribusi Rapat Daya Teras Reaktor Kartini*. Skripsi. Jurusan Pendidikan Fisika, FMIPA. Universitas Negeri Yogyakarta.
- Beiser, Arthur (1987). *Concepts of Modern Physics Fourth Edition*. Jakarta: Erlangga
- Bray, F. (2012). *Global Cancer Transition According to the Human Development Index (2008 - 2030): a population-based study*. Lancet Oncol. Published Online (1 Juni 2012). Hlmn 2.
- Cindy Aprilliane Wijaya dan Muchtaridi Muchtaridi (2016). *Pengobatan Kanker Melalui Metode Gen Terapi*. Fakultas Farmasi. Universitas Padjajaran, Sumedang, Jawa Barat.
- Ery Rahmawati (2003) *Pemetaan Fluks Neutron Termal pada Fasilitas Iradaiasi Lazy Susan Reaktor Kartini*. Skripsi. Jurusan Pendidikan Fisika, FMIPA. Universitas Negeri Yogyakarta.
- Heydari, F., dan Ahmadi R. (2015). *Tehran Research Reactor as a Neutron Resource for Boron Neutron Cancer Therapy in Iran : a Cancer Treatment Plan for Future*. AABES, London.
- Ilma, M. (2014). *Perancangan Kolimator di Beam Port Tembus Reaktor Kartini untuk Boron Neutron Capture Therapy*. Skripsi. Jurusan Teknik Fisika. Universitas Gadjah Mada, Yogyakarta.
- Ismail Shaaban & Mohammad Albarhoum (2015). *Design Calculation of an Epitermal Neutronic Beam for BNCT at Syrian MNSR using MCNP4C code*. Nuclear Engineering Department Atomic Energy Commision, Suriah.
- Kreiner, A. J., Minsky, D. M., Valda A. A., Girola, S., Burlon, A. A., dan Sanchez, G. (2014). *Be (d,n) 10 B-based neutron sources for BNCT*, *Applied Radiation and Isotopes*, vol. 88, 190–194.
- Lamarsh, John R (1961). *Introduction to Nuclear Reactor Theory*. New York: Addison Wesley Publishing Company.
- Linda Yuniar Suparman (2011). *Penentuan Karakteristik Distribusi Fluks Neutron Thermal Fasilitas Irradiasi Lazy Susan (LS) Arah Horizontal Reaktor Kartini*. Skripsi. Jurusan Pendidikan Fisika, FMIPA, Universitas Negeri Yogyakarta.
- Masoudi, Farhad S., Fatemeh S., Rasouli, Marjan Ghasemi (2017). *BNCT of Skin*

*Tumors Using the High-Energy D-T Neutrons.* KN Toosi University of Technology, Iran.

Mokhtari, dkk (2016). *Conceptual Design Study of the Low Power and LEU Medical Reactor for BNCT Using in-tank Fission Converter to Increase Eptermal Flux.* Shiraz University. Iran.

Moss, R. L. (2014). *Critical Review, with an Optimistic Check Outlook, in Boron Neutron Capture Therapy (BNCT).* Applied Radiation and Isotope.

Pusat Data dan Informasi Kementerian Kesehatan Republik Indonesia (2015). *Situasi Penyakit Kanker.* Kementerian Kesehatan Republik Indonesia.

Sauerwein, W.,& Moss, R. (2009). *Requirement for Boron Neutron Capture Therapy (BNCT) at a Nuclear Research Reactor.* The European BNCT Project, Belanda.

Tegas Sutando (2002). *Ciri Desain Reaktor TRIGA.* , Yogyakarta : Puslitbang Teknologi Maju Badan Teknologi Nuklir Nasional.

Widarto. (2002). *Analisis dan Penentuan Distribusi Fluks Neutron Saluran Tembus Radial untuk Pendayagunaan Reaktor Kartini.* Laporan Penelitian, Lembaga Ilmu Pengetahuan Indonesia, Jakarta.

Widarto. (2014). *Sumber Neutron untuk BNCT.* Intensif Riset Sinas (Konsorsium Pengembangan Teknologi dan Aplikasi BNCT dengan Compact Neutron Generator. Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam, Universitas Negeri Yogyakarta.

Wisnu Susetyo. (1988). *Spektrometri Gamma.* Yogyakarta : Universitas Gadjah Mada..

Yusman Wiyatmo (2009). *Fisika Nuklir Dalam Telaah Semi-Klasik & Kuantum.* Yogyakarta: Pustaka Pelajar.

## LAMPIRAN

### Penjabaran Persamaan (2-18)

Aktivitas Jenuh Isotop dirumuskan

$$A_s = K \Sigma_{act} \Phi V \quad (2-10)$$

Jika pencacahan dilaksanakan setelah mengalami penundaan waktu selama  $t_c - t_i$ , aktivitas jenuh cuplikan tersebut dapat dituliskan dengan persamaan.

$$A_s = \frac{A_{t_c}}{(1 - e^{-\lambda t_i})(e^{-(\lambda t_c - t_i)})}$$

Jika pencacahan dilakukan selama  $t_c$  sampai  $t_{akhir}$ , maka cacah neutron yang terdeteksi oleh spektrometer gamma dirumuskan oleh persamaan.

$$C = \int_0^{t_{akhir} - t_c} A dt \quad (2-13)$$

Maka persamaan (2-10) disubtitusikan ke persamaan (2-13) menjadi

$$C = A_s (1 - e^{-\lambda t_i}) (e^{-\lambda(t_c - t_i)}) \int_0^{t_{akhir} - t_c} e^{-\lambda t} dt \quad (2-14)$$

$$= \frac{A_s}{\lambda} (1 - e^{-\lambda t_i}) (e^{-\lambda(t_c - t_i)}) (1 - e^{-\lambda(t_{akhir} - t_c)}) \quad (2-15)$$

sehingga

$$A_s = \frac{\lambda C}{(1-e^{-\lambda t_i})(e^{-(\lambda t_c - t_i)})(1-e^{-\lambda t_{akhir} - t_c})} \quad (2-16)$$

dengan

$$A_s = K \Sigma_{act} \Phi V$$

maka

$$K \Sigma_{act} \Phi V = \frac{\lambda C}{(1-e^{-\lambda t_i})(e^{-(\lambda t_c - t_i)})(1-e^{-\lambda t_{akhir} - t_c})}$$

$$\Phi = \frac{\lambda C}{K \Sigma_{act} V (1-e^{-\lambda t_i})(e^{-(\lambda t_c - t_i)})(1-e^{-\lambda t_d})}$$

dengan  $V = \frac{m}{\rho}$  sehingga

$$\Phi = \frac{\lambda C}{K \Sigma_{act} \frac{m}{\rho} (1-e^{-\lambda t_i})(e^{-(\lambda t_c - t_i)})(1-e^{-\lambda t_d})}$$

$$\Phi = \frac{\lambda C \rho}{K m \Sigma_{act} V (1-e^{-\lambda t_i})(e^{-(\lambda t_c - t_i)})(1-e^{-\lambda t_d})}$$

### Penjabaran Persamaan (2-19)

$\Phi = \frac{\lambda C \rho}{K m \Sigma_{act} V (1-e^{-\lambda t_i})(e^{-(\lambda t_c - t_i)})(1-e^{-\lambda t_d})}$  disederhanakan menjadi persamaan (2-19)

$$A_s = \frac{\lambda C}{(1-e^{-\lambda t_i})(e^{-(\lambda t_c - t_i)})(1-e^{-\lambda t_{akhir} - t_c})} \quad (2-16)$$

$$= \frac{\lambda C}{(1-e^{-\lambda t_i})(e^{-(\lambda t_d)})(1-e^{-\lambda t_c})}$$

dengan mensubtitusikan persamaan (2-16) maka diperoleh

$$\Phi = \frac{A_s \rho}{K \Sigma_{act} m}$$

$$\Sigma_{act} = \sigma_{act} N$$

maka

$$\Phi = \frac{A_s \rho}{K \sigma_{act} N m}$$

$$N = \frac{\rho}{A} N_A$$

sehingga

$$\Phi = \frac{A_s A}{K N_A \sigma_{act} m} \quad (2-19)$$

### Perhitungan Aktivitas pada Efisiensi Detektor

Kalibrasi dilakukan pada tanggal 21 April 2018

$$A_0 = 1,975 \times 10^5 \text{ disintegrasi per sekon}$$

$$= 1,7064 \times 10^{10} \text{ disintegrasi per hari}$$

$$T = 12,7 \text{ tahun} = 4635,5 \text{ hari}$$

$$t = 38 \text{ tahun} 10 \text{ bulan} 6 \text{ hari} = 14190 \text{ hari}$$

Maka, besar aktivitasnya :

$$A = A_0 e^{-\lambda t} \text{ dengan } \lambda = \frac{0,693}{T} = \frac{0,693}{4635,5} = 0,000149498436$$

$$= 1,7064 \times 10^{10} e^{-0,000149498436 \times 14190}$$

$$= 2,04538938 \times 10^9 \text{ disintegrasi per hari}$$

= 23.673,4882 disintegrasi per sekon

=  $2,04538938 \times 10^9$  disintegrasi per hari

= 23.673,4882 disintegrasi per sekon

Perhitungan Efisiensi Detektor  $k(E)$   $k(E) = \frac{cps}{dps. \%Y}$

Maka

$$k(121,90) = \frac{1042,22}{23.673,4882 \times 0,2924} = 15,056 \times 10^{-3}$$

$$k(244,67) = \frac{175,66}{23.673,4882 \times 0,0762} = 9,737 \times 10^{-3}$$

$$k(344,33) = \frac{545,36}{23.673,4882 \times 0,2700} = 8,532 \times 10^{-3}$$

$$k(444,08) = \frac{44,00}{23.673,4882 \times 0,0284} = 6,544 \times 10^{-3}$$

$$k(779,07) = \frac{122,66}{23.673,4882 \times 0,1299} = 3,988 \times 10^{-3}$$

$$k(964,00) = \frac{115,42}{23.673,4882 \times 0,1458} = 3,343 \times 10^{-3}$$

$$k(1112,22) = \frac{100,53}{23.673,4882 \times 0,1358} = 3,127 \times 10^{-3}$$

$$k(1408,09) = \frac{126,32}{23.673,4882 \times 0,2121} = 2,515 \times 10^{-3}$$

Tabel Data Perhitungan Efisiensi Detektor

Energi Sinar Gamma (keV)	Kelimpahan (% Y)	Laju Cacah (cps)	dps	Nilai Efisiensi Detektor HPGe
121,90	0,2924	1042,22	23.673,4882	$15,056 \times 10^{-3}$
244,67	0,0762	175,66	23.673,4882	$9,737 \times 10^{-3}$
344,33	0,2700	545,36	23.673,4882	$8,532 \times 10^{-3}$
444,08	0,0284	44,0	23.673,4882	$6,544 \times 10^{-3}$
779,07	0,1299	122,66	23.673,4882	$3,988 \times 10^{-3}$
964,00	0,1458	155,42	23.673,4882	$3,343 \times 10^{-3}$
1112,22	0,1358	100,53	23.673,4882	$3,127 \times 10^{-3}$
1408,09	0,2121	126,32	23.673,4882	$2,515 \times 10^{-3}$

## Contoh Perhitungan Fluks Neutron

### A. Data Perhitungan Fluks Neutron Total

Diketahui

Kode Keping A1 (Fluks Neutron Total)

$$\lambda = 2,9707 \times 10^{-6} \text{ s}^{-1} \quad t_c = 300 \text{ sekon}$$

$$\rho = 19,320 \text{ g cm}^{-3} \quad t_i = 600 \text{ sekon}$$

$$C = 3920,55 \text{ cacah per sekon} \quad \Delta m = 0,0005 \text{ gram}$$

$$m = 0,055 \text{ gram} \quad \Delta t_i = \Delta t_d = \Delta t_c = 0,5 \text{ s}$$

$$K = 6,9 \times 10^{-3} \quad \sigma_{act} = 9,8 \times 10^{-23} \text{ cm}^2$$

$$\Sigma_a = 5,835938461 \text{ cm}^{-1} \quad A = 197$$

$$t_d = 524700 \text{ s} \quad N_A = 6,023 \times 10^{23}$$

$$A_s = \frac{\lambda C}{(1-e^{-\lambda t_i})(e^{-\lambda t_d})(1-e^{-\lambda t_c})}$$

$$A_s = \frac{2,9707 \times 10^{-6} \times 3920,55}{(1-e^{-2,9707 \times 10^{-6} \times 600})(e^{-2,9707 \times 10^{-6} \times 524700})(1-e^{-2,9707 \times 10^{-6} \times 300})}$$

$$A_s = 3,4893 \times 10^4 \text{ disintegrasi}^{-1}$$

Menghitung fluks neutron total kode no A1

$$\Phi = \frac{A_s A}{K m \sigma_{act} N_A}$$

$$\Phi_{total} = \frac{(3,4893 \times 10^4) \times (197)}{(6,9 \times 10^{-3} \times 0,055 \times (9,8 \times 10^{-23}) (6,023 \times 10^{23}))}$$

$$\Phi_{\text{total}} = 3,068724698 \times 10^8 \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$$

## B. Data Perhitungan Fluks Neutron Epitermal

Diketahui :

Kode Keping B1 (Fluks Neutron Epitermal)

$$\lambda = 2,9707 \times 10^{-6} \text{ s}^{-1} \quad t_c = 300 \text{ sekon}$$

$$\rho = 19,320 \text{ g cm}^{-3} \quad t_i = 600 \text{ sekon}$$

$$C = 750,65 \text{ cacah per sekon} \quad \Delta m = 0,0005 \text{ gram}$$

$$m = 0,059 \text{ gram} \quad \Delta t_i = \Delta t_d = \Delta t_c = 0,5 \text{ s}$$

$$K = 6,9 \times 10^{-3} \quad \sigma_{\text{act}} = 9,8 \times 10^{-23} \text{ cm}^2$$

$$\Sigma_a = 5,835938461 \text{ cm}^{-1} \quad A = 197$$

$$t_d = 525180 \text{ s} \quad N_A = 6,023 \times 10^{23}$$

$$A_s = \frac{\lambda C}{(1-e^{-\lambda t_i})(e^{-\lambda t_d})(1-e^{-\lambda t_c})}$$

$$A_s = \frac{2,9707 \times 10^{-6} \times 750,65}{(1-e^{-2,9707 \times 10^{-6} \times 600})(e^{-2,9707 \times 10^{-6} \times 525180})(1-e^{-2,9707 \times 10^{-6} \times 300})}$$

$$A_s = 6,6904 \times 10^4 \text{ disintegrasi}^{-1}$$

Menghitung fluks neutron epitermal kode nomor B1 :

$$\Phi = \frac{A_s A}{K m \sigma_{act} N_A}$$

$$\Phi_{epitermal} = \frac{(6,6904 \times 10^4) \times (197)}{(6,9 \times 10^{-3} \times 0,059 \times (9,8 \times 10^{-23}) (6,023 \times 10^{23}))}$$

$$\Phi_{epitermal} = 5,485022011 \times 10^7 \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$$

### C. Contoh Perhitungan Fluks Neutron Termal

Fluks Neutron Termal dapat ditentukan dengan menggunakan persamaan :

$$\Phi_{total} = \Phi_{epitermal} + \Phi_{termal}$$

$$\Phi_{termal} = \Phi_{total} - \Phi_{epitermal}$$

Dengan menggunakan data fluks neutron total yang dideteksi oleh keping berkode A1 dan fluks neutron epitermal yang dideteksi oleh keping berkode B1, fluks neutron termal dapat ditentukan sebagai berikut:

$$\Phi_{termal} = (3,068724698 \times 10^8 - 5,485022011 \times 10^7)$$

**Tabel Hasil Perhitungan Fluks Neutron**

Fluks Neutron Total (n cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup> )	Fluks Neutron Epitermal (n cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup> )	Fluks Neutron Termal (n cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup> )
$3,068724698 \times 10^8$	$5,485022011 \times 10^7$	$2,520222497 \times 10^8$
$5,600751761 \times 10^6$	$2,88813986 \times 10^6$	$2,712611901 \times 10^6$
$4,503657301 \times 10^6$	$1,35036835 \times 10^6$	$3,153288951 \times 10^6$
$3,581283484 \times 10^6$	$9,064362318 \times 10^5$	$2,674847252 \times 10^6$
$3,960390447 \times 10^6$	$1,59987346 \times 10^6$	$2,360516988 \times 10^6$
$3,086695332 \times 10^6$	$1,355116188 \times 10^6$	$1,731579144 \times 10^6$

**Contoh Perhitungan Ralat Fluks Neutron**

## 1) Contoh Perhitungan Ralat Fluks Neutron Total

Diketahui

Kode Keping A1

$$\lambda = 2,9707 \times 10^{-6} \text{ s}^{-1}$$

$$t_c = 300 \text{ sekon}$$

$$\rho = 19,320 \text{ g cm}^{-3}$$

$$t_i = 600 \text{ sekon}$$

$$C = 3920,55 \text{ cacah per sekon}$$

$$\Delta m = 0,0005 \text{ gram}$$

$$m = 0,055 \text{ gram}$$

$$\Delta t_i = \Delta t_d = \Delta t_c = 0,5 \text{ s}$$

$$K = 6,9 \times 10^{-3}$$

$$\sigma_{act} = 9,8 \times 10^{-23} \text{ cm}^2$$

$$\Sigma_a = 5,835938461 \text{ cm}^{-1}$$

$$A = 197$$

$$t_d = 524700 \text{ s}$$

$$N_A = 6,023 \times 10^{23}$$

Nilai Ralat Fluks Neutron Total dapat ditentukan dengan persamaan sebagai berikut :

$$\Delta\Phi = \frac{\lambda^2 C \rho}{K \Sigma_{act} m (1 - e^{-\lambda t_i}) (e^{-\lambda t_d}) (1 - e^{-\lambda t_c})} \left\{ \frac{|\Delta m|}{\lambda m} + \frac{e^{-\lambda t_i}}{1 - e^{-\lambda t_i}} |\Delta t_i| + \frac{e^{-\lambda t_c}}{1 - e^{-\lambda t_i}} |\Delta t_c| \right\}$$

$$\Delta\Phi =$$

$$\frac{(2,9707 \times 10^{-6})^2 \times 3920,55 \times 19,320}{(6,9 \times 10^{-3}) \times (5,835938461) \times (0,055) \times (1 - e^{-2,9707 \times 10^{-6} \times 600}) \times (e^{-2,9707 \times 10^{-6} \times 524700}) \times (1 - e^{-2,9707 \times 10^{-6} \times 300})} \\ \times \left\{ \frac{|0,0005|}{2,9707 \times 10^{-6} \times 0,055} + \frac{e^{-2,9707 \times 10^{-6} \times 600}}{1 - e^{-2,9707 \times 10^{-6} \times 600}} |0,5| + \frac{e^{-2,9707 \times 10^{-6} \times 300}}{(1 - e^{-2,9707 \times 10^{-6} \times 300})} |0,5| \right\}$$

$$\Delta\Phi_{total} = 3,527774151 \times 10^6$$

## 2) Contoh Perhitungan Ralat Fluks Neutron Epitermal

Diketahui :

## Kode Keping B1

$$\lambda = 2,9707 \times 10^{-6} \text{ s}^{-1}$$

$$t_c = 300 \text{ sekon}$$

$$\rho = 19,320 \text{ g cm}^{-3}$$

$$t_i = 600 \text{ sekon}$$

$$C = 750,65 \text{ cacah per sekon}$$

$$\Delta m = 0,0005 \text{ gram}$$

$$m = 0,059 \text{ gram}$$

$$\Delta t_i = \Delta t_d = \Delta t_c = 0,5 \text{ s}$$

$$K = 6,9 \times 10^{-3}$$

$$\sigma_{act} = 9,8 \times 10^{-23} \text{ cm}^2$$

$$\Sigma_a = 5,835938461 \text{ cm}^{-1}$$

$$A = 197$$

$$t_d = 525180 \text{ s}$$

$$N_A = 6,023 \times 10^{23}$$

Nilai Ralat Fluks Neutron Epitermal dapat ditentukan dengan persamaan sebagai berikut :

$$\Delta \Phi = \frac{\lambda^2 C \rho}{K \Sigma_{act} m (1 - e^{-\lambda t_i})(e^{-\lambda t_d})(1 - e^{-\lambda t_c})} \left\{ \frac{|\Delta m|}{\lambda m} + \frac{e^{-\lambda t_i}}{1 - e^{-\lambda t_i}} |\Delta t_i| + \frac{e^{-\lambda t_c}}{1 - e^{-\lambda t_c}} |\Delta t_c| \right\}$$

$$\Delta \Phi =$$

$$\frac{(2,9707 \times 10^{-6})^2 \times 3920,55 \times 19,320}{(6,9 \times 10^{-3}) \times (5,835938461) \times (0,059) \times (1 - e^{-2,9707 \times 10^{-6} \times 600}) \times (e^{-2,9707 \times 10^{-6} \times 525180}) \times (1 - e^{-2,9707 \times 10^{-6} \times 300})}$$

$$\times \left\{ \frac{|0,0005|}{2,9707 \times 10^{-6} \times 0,059} + \frac{e^{-2,9707 \times 10^{-6} \times 600}}{1 - e^{-2,9707 \times 10^{-6} \times 600}} |0,5| + \frac{e^{-2,9707 \times 10^{-6} \times 300}}{1 - e^{-2,9707 \times 10^{-6} \times 300}} |0,5| \right\}$$

$$\Delta\Phi_{epitermal} = 5,970233501 \times 10^5$$

### 3) Perhitungan Nilai Ralat Fluks Neutron Termal

Nilai rambat ralat penentuan fluks neutron termal dapat ditentukan dengan persamaan sebagai berikut :

$$\Delta\Phi_{termal} = \Delta\Phi_{total} - \Delta\Phi_{epitermal}$$

Pada penelitian ini, keping berkode A1 (fluks neutron total) berpasangan dengan keping berkode B1 (fluks neutron epitermal) dan seterusnya.

Diketahui:

$$\Delta\Phi_{total} = 3,527774151 \times 10^6$$

$$\Delta\Phi_{epitermal} = 5,970233501 \times 10^5$$

$$\Delta\Phi_{termal} = \Delta\Phi_{total} - \Delta\Phi_{epitermal}$$

$$= 3,527774151 \times 10^6 - 5,970233501 \times 10^5$$

$$= 2,930750801 \times 10^6$$

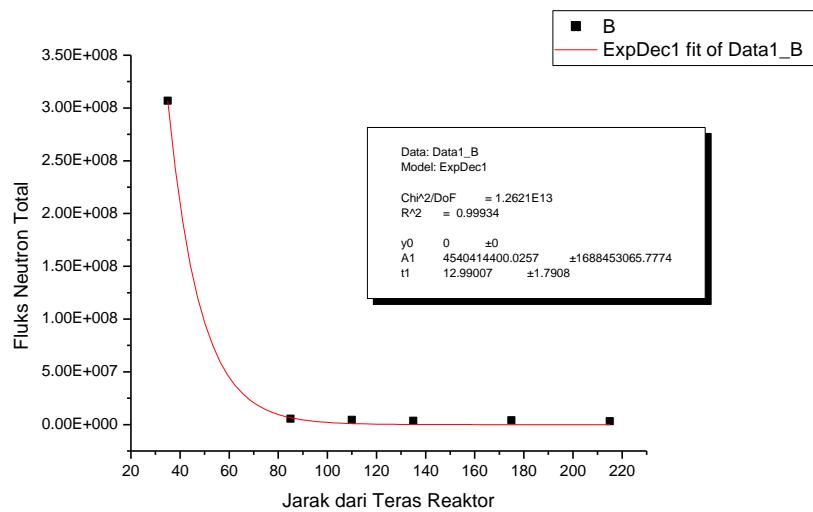
**Tabel Hasil Perhitungan Ralat**

Fluks Neutron Total	Fluks Neutron Epitermal	Fluks Neutron Termal
$3,527774151 \times 10^6$	$5,970233501 \times 10^5$	$2,930750801 \times 10^6$
$5,661660122 \times 10^4$	$4,12619949 \times 10^4$	$1,535460632 \times 10^4$
$5,034877113 \times 10^4$	$1,365053651 \times 10^4$	$3,669823463 \times 10^4$
$3,949986786 \times 10^4$	$1,18114183 \times 10^4$	$2,768844956 \times 10^4$
$4,552823868 \times 10^4$	$3,230197393 \times 10^4$	$1,322626475 \times 10^4$
$3,359748027 \times 10^4$	$2,920642108 \times 10^4$	$4,39105919 \times 10^3$

**Distribusi Fluks Neutron dan Koefisien Pelemahannya (atenuasi)**

### 1. Fluks Neutron Total

Jarak (cm)	Fluks Neutron Total
35	$3,068724698 \times 10^8$
85	$5,600751761 \times 10^6$
110	$4,503657301 \times 10^6$
135	$3,581283484 \times 10^6$
175	$3,960390447 \times 10^6$
210	$3,086695332 \times 10^6$



Fit Data1\_B to  $y_0 + A_1 e^{-x/t_1}$

$\text{Chi}^2/\text{DoF} = 1,262\text{E}13$

$R^2 = 0,99934$

Parameter	Value	Error
y0	0	0
A1	4,540414400E9	1,688453065E9
t1	12,99007	1,7908

$$Y = y_0 + A_1 e^{-x/t_i}$$

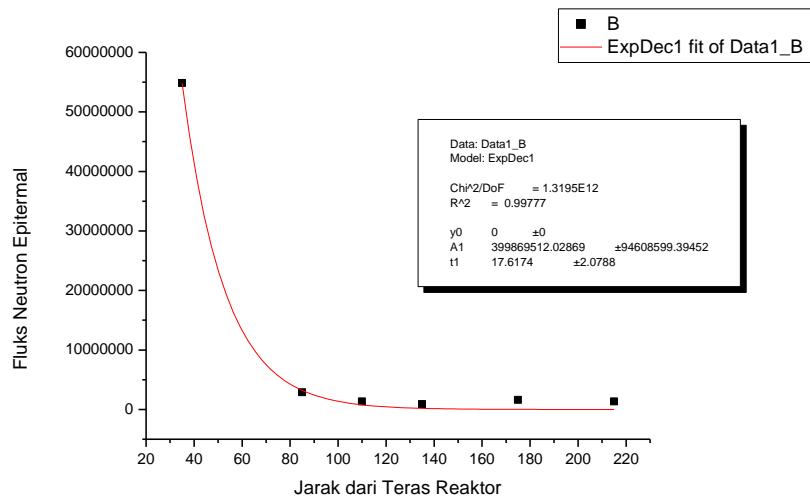
$$= 4,54041 \times 10^9 e^{-x/12,9907}$$

$$= 4,54041 \times 10^9 e^{-0,08x}$$

Koefisien atenuasi / pelemahan ( $\mu$ ) = 0,08

## 2. Fluks Neutron Epitermal

Jarak (cm)	Fluks Neutron Total
35	$5,970233501 \times 10^5$
85	$4,12619949 \times 10^4$
110	$1,365053651 \times 10^4$
135	$1,18114183 \times 10^4$
175	$3,230197393 \times 10^4$
210	$2,920642108 \times 10^4$



Fit Data1\_B to  $y_0 + A_1 e^{-x/t_1}$

$\text{Chi}^2/\text{DoF}$  = 1,3195E12

$R^2$  = 0,99777

Parameter	Value	Error
y0	0	0
A1	3,99869512E8	9,4608599E7
t1	17,6174	2,0788

$$Y = y_0 + A_1 e^{-x/t_1}$$

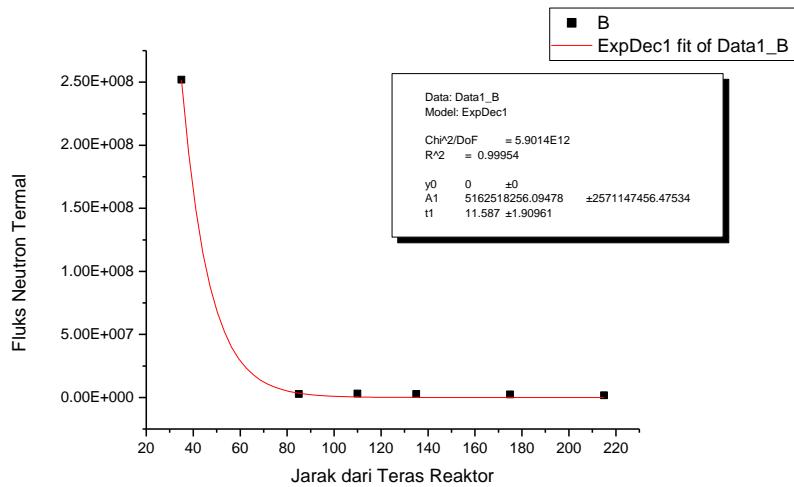
$$= 3,9987 \times 10^8 e^{-x/17,6174}$$

$$= 4,54041 \times 10^9 e^{-0,08x}$$

Koefisien atenuasi / pelemahan ( $\mu$ ) = 0,08

### 3. Fluks Neutron Termal

Jarak (cm)	Fluks Neutron Total
35	$2,930750801 \times 10^6$
85	$1,535460632 \times 10^4$
110	$3,669823463 \times 10^4$
135	$2,768844956 \times 10^4$
175	$1,322626475 \times 10^4$
210	$4,39105919 \times 10^3$



Fit Data1\_B to  $y_0 + A_1 e^{-x/t_1}$

$\text{Chi}^2/\text{DoF} = 5,9014\text{E}12$

$R^2 = 0,99954$

Parameter	Value	Error
y0	0	0
A1	5,162518256E9	2,571147456E9
t1	11,587	1,90961

$$Y = y_0 + A_1 e^{-x/t_1}$$

$$= 5,16252 \times 10^9 e^{-x/11,587}$$

$$= 4,54041 \times 10^9 e^{-0,08x}$$

Koefisien atenuasi / pelemahan ( $\mu$ ) = 0,08

## Foto-Foto Penelitian

