

ISSN : 1978-9971

# **PROSIDING**

**PERTEMUAN DAN PRESENTASI ILMIAH  
FUNGSIONAL PENGEMBANGAN TEKNOLOGI NUKLIR I**

**JAKARTA, 12 DESEMBER 2007**



**PUSAT TEKNOLOGI KESELAMATAN DAN METROLOGI RADIASI  
BADAN TENAGA NUKLIR NASIONAL**

JL. CINERE PASAR JUM'AT, KOTAK POS 7043 JKSKL – JAKARTA SELATAN 12070

Telp. (021) 7513906 (Hunting) Fax. : (021) 7657950 E-mail : [ptkmr@batan.go.id](mailto:ptkmr@batan.go.id)

**2007**

## KATA PENGANTAR

Puji syukur kami panjatkan kehadiran Allah SWT atas karunia yang diberikan kepada Panitia Penyelenggara, sehingga dapat diselesaikan penyusunan Prosiding Pertemuan dan Presentasi Ilmiah Fungsional Pengembangan Teknologi Nuklir I dengan tema “Peranan Iptek Nuklir dalam Mendukung Keselamatan dan Keamanan Teknologi Nasional”

Presentasi Ilmiah kali ini disajikan sebanyak 23 makalah, 1 makalah utama disajikan dalam Sidang Pleno, 9 makalah disajikan secara oral dan 13 makalah disajikan secara poster. Makalah yang masuk berasal dari PTBN-BATAN 4 makalah dan PTKMR-BATAN 19 makalah.

Prosiding yang diterbitkan ini merupakan usaha optimal panitia penyelenggara dengan mempertimbangkan kemampuan dan pengalaman para penyaji/penulis makalah sehingga tetap merefleksikan tingkat kemampuan para penulis dalam pengembangan profesi.

Panitia penyelenggara berharap semoga Prosiding ini dapat menjadi sumber informasi dan acuan yang berguna bagi semua pihak yang memerlukannya. Sebagai penutup, Panitia Penyelenggara menyampaikan mohon maaf atas segala kekurangan/kesalahan dalam penyusunan Prosiding ini dan menyampaikan penghargaan dan terima kasih yang sebesar-besarnya kepada semua pihak yang telah ikut mensukseskan / membantu terselenggaranya Pertemuan dan Presentasi Ilmiah ini.

Jakarta, 12 Desember 2007  
Panitia Penyelenggara

## PANITIA PERTEMUAN DAN PRESENTASI ILMIAH FUNGSIONAL PENGEMBANGAN TEKNOLOGI NUKLIR I Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi

*SK No : 171 /KMR/IX/2007*

### I. PENGARAH

Ketua : Dr. Susilo Widodo  
Anggota : Drs. Soekarno Suyudi  
Drs. Nurman Rajagukguk

### II. PENYELENGGARA

Ketua : Wahyudi, S.ST.  
Wakil Ketua : Kristina Dwi Purwanti  
Sekretaris : Kusdiana, ST.  
Bendahara : Eni Suswantini, A.Md.

#### Seksi-seksi :

✚ Persidangan : 1. Wijono, ST.  
2. Setyorini, SE.  
✚ Dokumentasi : Suratno  
✚ Perlengkapan : 1. Holnizar  
2. Agung A., A.Md.  
✚ Konsumsi : Elistina, A.Md.

### III. EDITOR DAN PENILAI MAKALAH

Ketua : Drs. Nurman Rajagukguk  
Wakil Ketua : Drs. Gatot Wurdianto, MEng.  
Anggota : Dra. Zubaedah Alatas, M.Sc  
Drs. Mukhlis Akhadi, APU.  
dr. Fadil Natsir, Sp.KN.  
Dr. Johannes R. Dumais  
Dr. Mukh Syaifudin

## **SAMBUTAN**

### **KEPALA PUSAT TEKNOLOGI KESELAMATAN DAN METROLOGI RADIASI**

Assalamu'alaikum Wr. Wb.

Pertama-tama marilah kita panjatkan puji syukur kepada Allah SWT, karena Prosiding Pertemuan dan Presentasi Ilmiah Fungsional Pengembangan Teknologi Nuklir I telah tersusun. Pertemuan dan Presentasi Ilmiah ini dilaksanakan dengan tema "Peran Iptek Nuklir dalam Mendukung Keselamatan dan Keamanan Teknologi Nasional", yang bertujuan sebagai wahana dalam kegiatan pengembangan profesi para pejabat fungsional di lingkungan Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi pada khususnya dan BATAN pada umumnya. Hal ini selaras dengan Visi Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi yaitu menjadi pusat acuan nasional dalam bidang keselamatan radiasi dalam aplikasi teknologi nuklir di bidang kesehatan.

Diharapkan dengan penerbitan Prosiding ini dapat memberi informasi ilmiah tentang salah satu sisi pengembangan teknologi nuklir terutama dalam bidang keselamatan dan metrologi radiasi.

Akhirnya kami mengucapkan terima kasih yang sebesar-besarnya kepada Panitia dan Tim Editor yang telah bekerja tidak kenal lelah serta semua pihak yang telah ikut membantu kegiatan penerbitan Prosiding ini baik secara langsung ataupun tidak langsung.

Wassalamu'alaikum Wr. Wb.

Jakarta, Desember 2007

Kepala PTKMR,

Dr. Susilo Widodo

## DAFTAR ISI

<b><u>KATA PENGANTAR DAN SUSUNAN PANITIA</u></b>	<i>i</i>
<b><u>SAMBUTAN KEPALA PTKMR</u></b>	<i>ii</i>
<b><u>DAFTAR ISI</u></b>	<i>iii</i>
<b><u>MAKALAH UTAMA</u></b>	
Pengelolaan Standar Nasional dan Satuan Ukuran (SNSU) Radiasi Pengion dan Radioaktivitas  <i>Susetyo Trijoko</i> <b>PTKMR-BATAN</b>	<i>1</i>
<b><u>MAKALAH ORAL :</u></b>	
1. Prakiraan dosis ekivalen seluruh tubuh pekerja radiasi Instalasi Radiometalurgi berdasarkan ICRP 60  <i>Budi Prayitno dan Suliyanto</i> <b>PTBN – BATAN</b>	<i>33</i>
2. Tingkat ketelitian alat WBC Model 2260 Accuscan Canberra pada pencacahan seluruh tubuh dan paru  <i>Sugiyana</i> <b>PTKMR – BATAN</b>	<i>44</i>
3. Kontrol kinerja spektrometer gamma menggunakan metode <i>Quality Control Chart</i>  <i>Noviarty, Dian Anggraini dan Rosika Kriswarini</i> <b>PTBN – BATAN</b>	<i>60</i>
4. Akurasi penentuan kadar tritium ( <sup>3</sup> H) dalam urin menggunakan indikator <i>Quenching</i> (pemadam) <i>tSIE</i>  <i>Elistina</i> <b>PTKMR – BATAN</b>	<i>69</i>
5. Efisiensi penandaan etil, propil dan butil iodida dengan <sup>11</sup> C secara otomatis  <i>Sri Wahyuni</i> <b>PTKMR – BATAN</b>	<i>80</i>
6. Penentuan aktivitas enzim GOT dan GPT dengan metode reaksi kinetik enzimatik sesuai IFCC ( <i>International Federation of Clinical     Chemistry and Laboratory Medicine</i> )  <i>Sri Sardini</i> <b>PTKMR – BATAN</b>	<i>91</i>

7. Analisis unsur-unsur pengotor dalam serbuk  $U_3O_8$  hasil kalsinasi endapan natrium diuranat.  
*Torowati, Ngatijo, Asminar dan Rahmiati* 107  
**PTBN – BATAN**
8. Analisis kekasaran permukaan kelongsong *zirkaloy-2* dengan alat *Roughness Tester type Surtonic-25*  
*Pranjono* 116  
**PTBN – BATAN**
9. Konsentrasi radionuklida alam dalam tanah dan air di kawasan perkantoran Pemerintah Bangka Belitung  
*Asep Warsona* 126  
**PTKMR – BATAN**

### **MAKALAH POSTER :**

1. Kalibrasi alat ukur aktivitas “Dose Calibrator” secara simultan  
*Gatot Wurdianto, Wijono dan Hermawan Candra* 134  
**PTKMR – BATAN**
2. Kalibrasi keluaran berkas elektron pesawat pemercepat linier medik klinik 2100C No.Seri 1402 di Rumah Sakit Umum Pusat Dr. Sutomo Surabaya  
*Nurman R dan Bambang S* 145  
**PTKMR – BATAN**
3. Kalibrasi keluaran pesawat sinar-X Orthovoltage Monogil Gilardoni  
*Eni Suswantini dan Sri Inang Sunaryati* 154  
**PTKMR – BATAN**
4. Penentuan respon pencacah neutron MK7 NRM terhadap sumber neutron cepat  $^{241}\text{Am-Be}$   
*Sri Inang Sunaryati* 161  
**PTKMR – BATAN**
5. Penentuan jarak optimal pengukuran sistem pencacah  
*Holnisar dan Rosdiani* 168  
**PTKMR – BATAN**

6. Analisis arus bocor *Vibrating Reed Electrometer* TR 8411 pada sistem pencacah kamar pengion menggunakan sumber standar Cs-137 PTB dan ETL  
*Gatot Wurdianto dan Wijono* 175  
**PTKMR – BATAN**
7. Uji karakteristik Adaptor *Universal* model SYK-500 menggunakan DMM Sanwa PC 100, 4000 Count/Barb Graph  
*Wijono, Suratna dan Eko Pramono* 187  
**PTKMR – BATAN**
8. Faktor koreksi atenuasi diri foton pada rentang energi gamma 121-1408 keV dalam “Crude Palm Oil” menggunakan detektor HPGe  
*Hermawan Candra dan Pujadi* 195  
**PTKMR – BATAN**
9. Penentuan radionuklida pemancar gamma dalam sampel tanah pada uji profisiensi IAEA tahun 2006  
*Wahyudi, Kusdiana dan Sutarman* 204  
**PTKMR – BATAN**
10. Penentuan aktivitas rendah pada beberapa tipe sampel *gypsum* menggunakan Surveymeter Ludlum 3-98  
*Wijono, Agung Agusbudiman dan Holnisar* 215  
**PTKMR – BATAN**
11. Teknik serangga mandul untuk pengendalian serangga vektor pada daerah luas  
*Siti Nurhayati* 221  
**PTKMR – BATAN**
12. Toksisitas dekontaminan prusian blue pada hemopoitik kera ekor panjang (*Macaca fascicularis*)  
*Tur Rahardjo* 231  
**PTKMR – BATAN**
13. Penentuan dosis iradiasi optimal untuk melemahkan *Plasmodium berghei* stadium eritrositik  
*Devita Tetriana dan Darlina* 246  
**PTKMR – BATAN**

# **PENGELOLAAN STANDAR NASIONAL SATUAN DAN UKURAN (SNSU) RADIASI PENGION DAN RADIOAKTIVITAS**



**Oleh : Susetyo Trijoko  
PTKMR - BATAN**

## **BIPM membagi metrologi menjadi 9 (sembilan) bidang teknis:**

<b>No</b>	<b>Bidang (besaran)</b>	<b>Satuan</b>
1.	Massa dan besaran terkait	kg, kgf, pascal
2.	Kelistrikan	amper, coulomb
3.	Panjang	m, m <sup>2</sup> , m <sup>3</sup>
4.	Waktu dan frekuensi	detik, Hz
5.	suhu	°K, °C
6.	Radiasi pengion dan radioaktivitas	gray, sievert, Bq
7.	Fotometri / radiometri	lumen, lux
8.	Akustik	dB
9.	Jumlah zat	mol

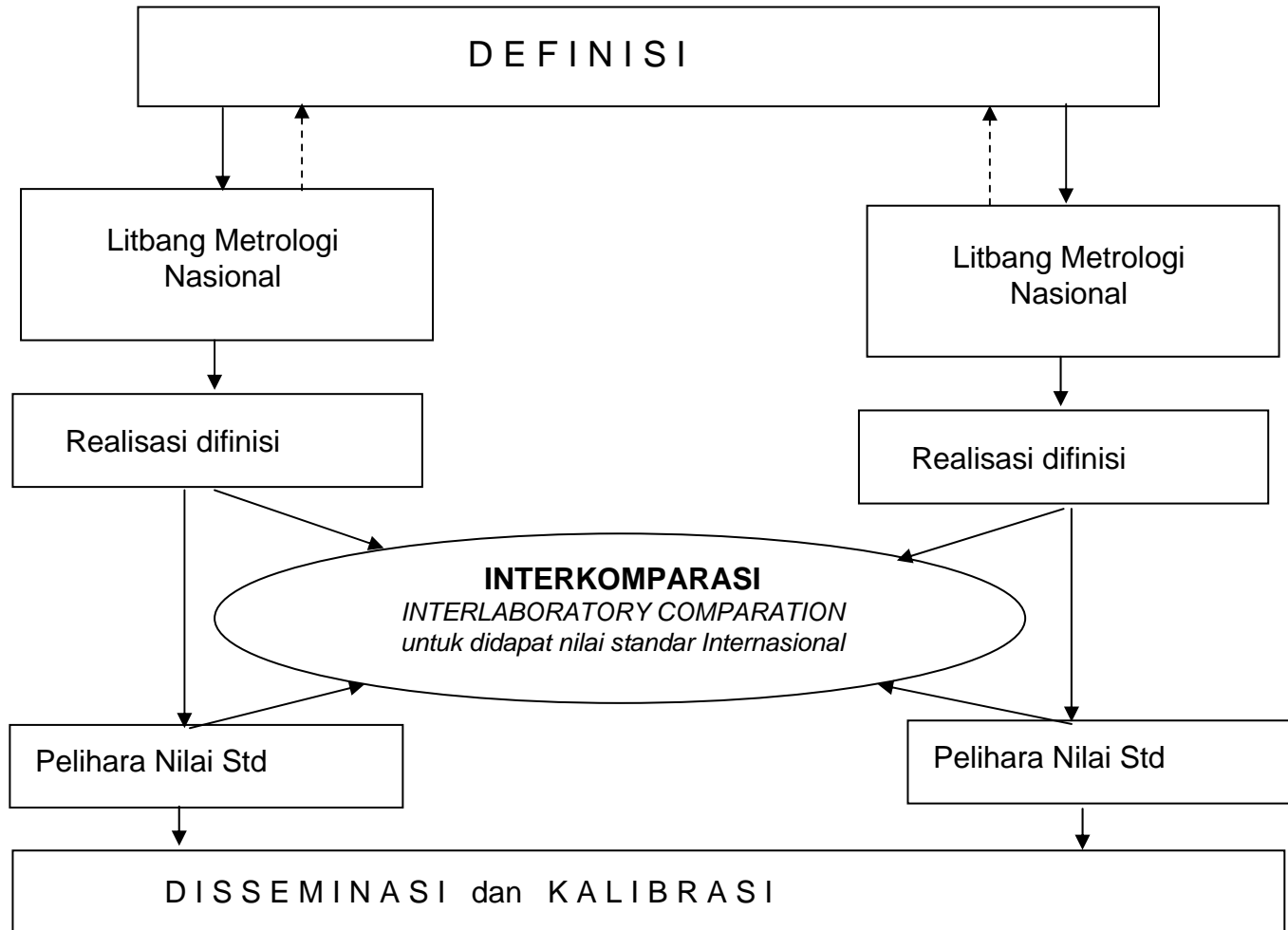


# **Bidang : radiasi pengion dan radioaktivitas**

## **Sub-Bidang:**

- 1. Dosis serap tingkat industri;**
- 2. Dosis serap tingkat terapi;**
- 3. Keselamatan dan Proteksi Radiasi;**
- 4. Radioaktivitas.**

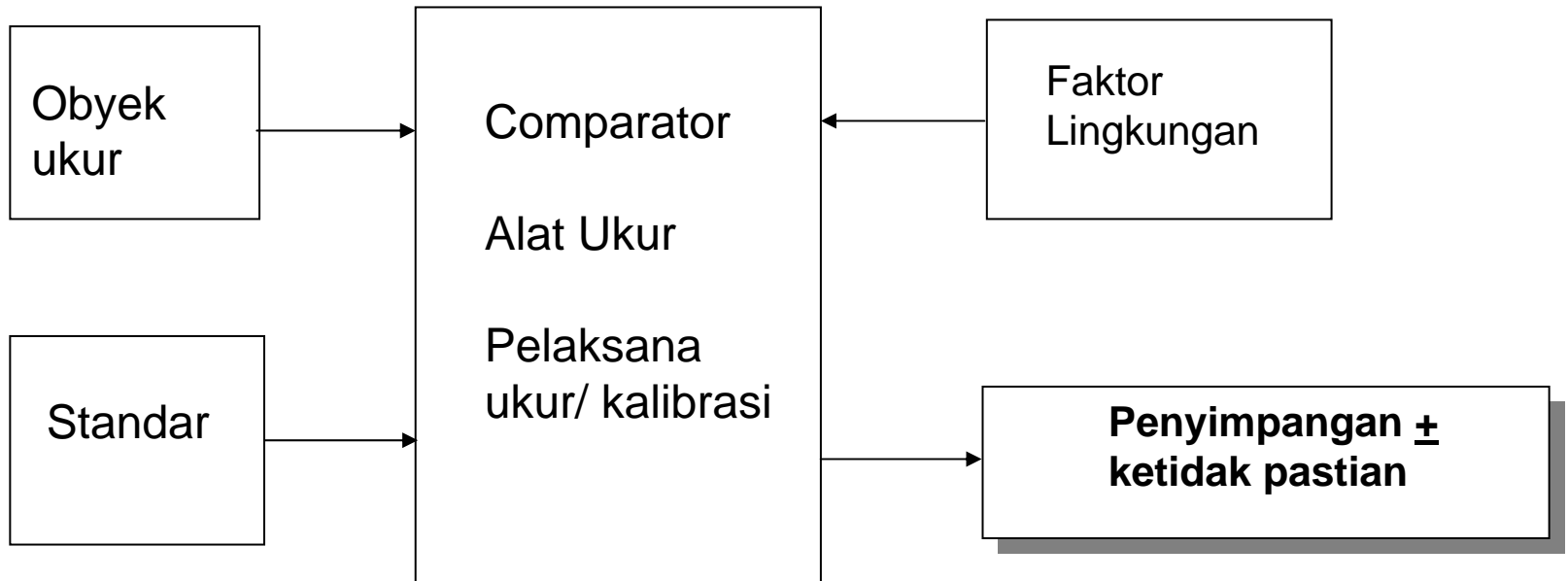
## Pengembangan dan realisasi satuan ukuran serta disseminasinya

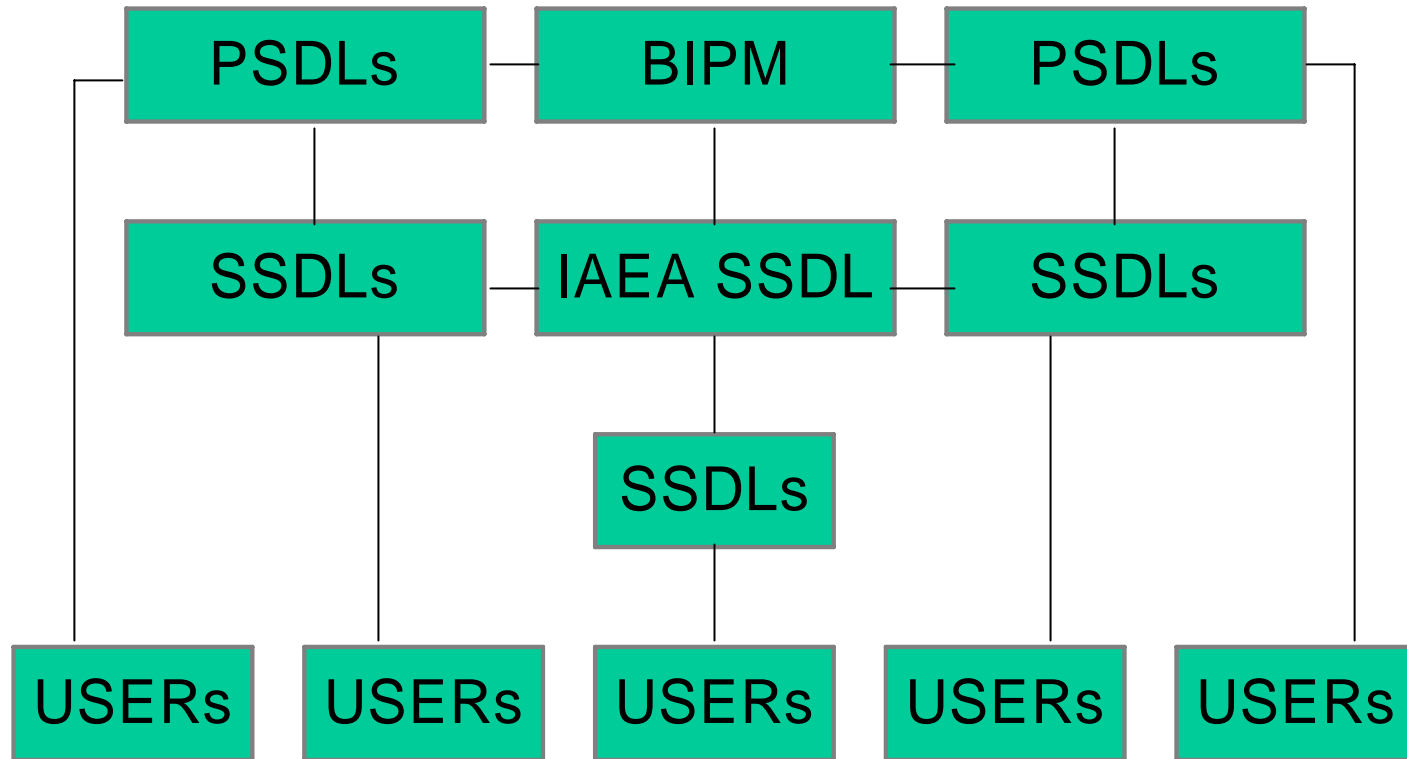


## **Metrologi mencakup :**

- standar ukur (satuan ukuran, realisasi fisik);
- metode kalibrasi dan pengukuran;
- analisa kesalahan dan ketidak pastian;
- ketertelusuran terhadap nilai standar internasional; dan
- disseminasi nilai standar

# Kalibrasi dan Pengukuran



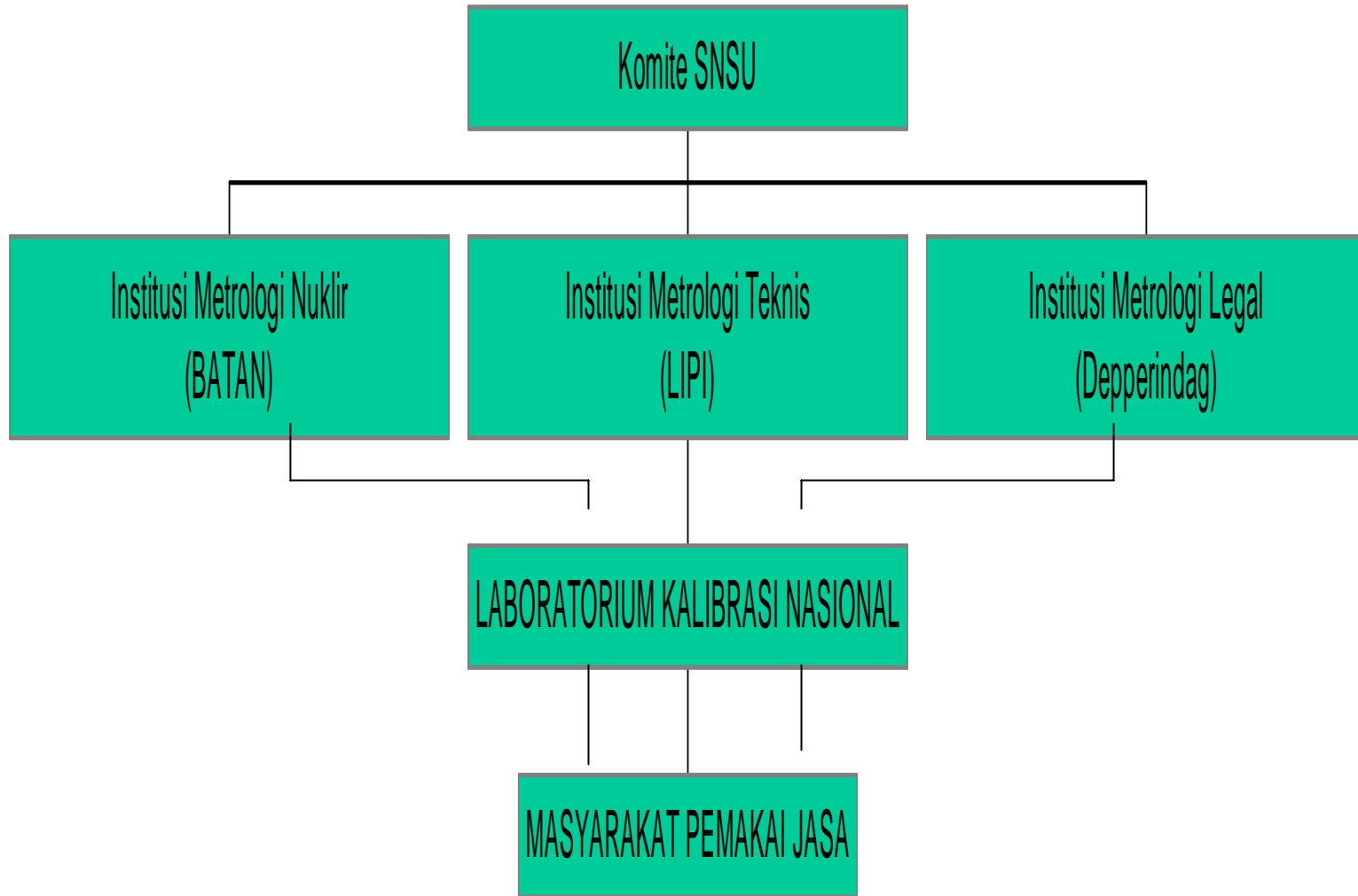


## Bagan Metrologi Global untuk Sistem Pengukuran Internasional dalam Radiasi Pengion dan Radioaktivitas.

**PSDL** memberikan layanan ketertelusuran (*traceability*) pengukuran kepada laboratorium standar sekunder (**SSDL**) maupun pengguna (**User**).

Di seluruh dunia saat ini terdapat **20 PSDL** dan **61 SSDL**.

**IAEA SSDL** memberikan layanan ketertelusuran kepada SSDL negara-negara anggota IAEA  
**LMR PTKMR** adalah **SSDL** di Indonesia yang diakui oleh IAEA.



## Bagan Koordinasi Metrologi Nasional.

## SSDL di Asia Tenggara

<b>NEGARA</b>	<b>NAMA SSDL</b>	<b>KOTA</b>
Indonesia	PTKMR BATAN	Jakarta
Malaysia	SSDL MINT	Kajang
Philippines	SSDL Organization PNRI	Quezon City
Singapore	SSDL Organization	Singapore
Thailand	SSDL Organization OAEP	Bangkok



## Beberapa PSDL

<b>NEGARA</b>	<b>NAMA PSDL</b>	<b>KOTA</b>
Jepang	NMIJ	Tokyo
Australia	ARPANSA	Melbourne
Jerman	PTB	Braunschweig
Perancis	BIPM	Sevres
U S A	NIST	Gaithersburg

## Ketelusuran Metrologi Radiasi.

BESARAN	RENTANG UKUR	PARA METER	KETIDAK PASTIAN	KETELU SURAN
Laju Kerma Udara Terapi (gamma)	20 mGy/min s/d 2000 mGy/min	Co-60	2,5 %	BIPM
Laju Kerma Udara Proteksi (gamma)	20 uGy/jam s/d 40 000 uGy/jam	Cs-137	3,0 %	PTB
Laju dosis serap udara (beta)	200 uGy/jam s/d 7000 uGy/jam	Sr-90	3,5 %	PTB
Laju dosis ekuivalen udara (netron)	50 uGy/jam s/d 200 uGy/jam	Am-241/ Be-9	9,6%	ETL/NMIJ

## Ketelusuran Metrologi Radiasi.

BESARAN	RENTANG UKUR	PARA METER	KETIDAK PASTIAN	KETELU SURAN
Radio aktivitas (gamma)	200 kBq s/d 700 GBq	Co-60; Cs-137; Ir-192; I-125; I-131; Tc-99m	3,0 %	NIST
Radio aktivitas (gamma)	200 kBq s/d 7000 MBq	Co-60; Cs-137; Ir-192; I-125; I-131; Tc-99m	3,0 %	NIST
Radio aktivitas (gamma)	200 kBq s/d 7400 MBq	Co-60; Cs-137; Am-241; Ra-226	2,7 %	PTB dan NBS
Radio aktivitas (gamma)	3,7 kBq s/d 74 MBq	Co-60; Cs-137; Am-241; Eu-152	2,7 %	LMRI

## Kamar Ionisasi Standar Tingkat Terapi (Tertelusur ke BIPM)



## **Sumber Co-60 Cirrus/R99012 (2300 Ci)**



## Kamar Ionisasi Standar Tingkat Proteksi (Tertelusur ke PTB)



# Pesawat Sumber Radiasi Cs-137 (Tingkat Proteksi : 12,6 Ci)



# Pencacah Proporsional Netron Standar (Tertelusur ke ETL/NMIJ)





# DETEKTOR BILIK PENGIONAN



# SUMBER STANDAR CAIR



# SUMBER STANDAR TITIK



## **PROGRAM INTERKOMPARASI**

Program interkomparasi diantara SSDLs dikoordinir oleh IAEA atau APMP.

**LMR PTKMR** setiap tahun selalu mengikuti program interkomparasi dengan menggunakan TLD.

**LMR PTKMR** mengkoordinasikan program interkomparasi tingkat nasional.

# Interkomparasi dosis Co-60 IAEA (2007)



INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY

Dosimetry and Medical Radiation Physics Section - Division of Human Health

Wagramer Strasse 5, P.O. Box 100, A-1400 VIENNA, AUSTRIA

Facsimile: +43 1 26007-21662, Telephone: +43 1 2600-21662, e-mail: DOSIMETRY@IAEA.ORG

RESTRICTED

## IAEA/WHO TLD POSTAL DOSE QUALITY AUDIT

**Institution:** Centre for Technology of Radiation Safety and Metrology  
**Address:** Jalan Cinere Pasar Jumat  
Jakarta Selatan  
**Country:** INDONESIA

**TLD batch No:** DL07  
**TLDs irradiated by:** Sunaryati  
**Date of irradiation:** 28-May-07  
**Evaluation:** 18-Jun-07

## RESULTS OF TLD MEASUREMENTS FOR Co-60 AND HIGH-ENERGY PHOTONS

Beam	Radiation unit	TLD set #	User stated dose [Gy]	IAEA (measured) dose [Gy]*	IAEA mean dose [Gy]	% deviation relative** to IAEA mean dose	IAEA mean dose / User stated dose
Co-60	Cirrus	DL 0725	2.01	2.03	2.04	-1.7	1.02
			2.01	2.06			
			2.01	2.04			

\* The uncertainty in the TLD measurement of the dose is 1.8% (1 standard deviation); this does not include the uncertainty intrinsic to the dosimetry protocol (see IAEA TRS-398).

\*\* % deviation relative to IAEA measured dose =  $100 \times (\text{User stated dose} - \text{IAEA mean measured dose}) / \text{IAEA mean measured dose}$ . A relative deviation with negative (positive) sign indicates that the user estimates lower (higher) dose than what is measured.

Agreement within  $\pm 3.5\%$  between the user stated dose and the IAEA measured dose is considered satisfactory.

J. Izewska, Ph.D.  
TLD Officer - DMRP Section

Date: 27.06.07

Ken R Shortt, Ph.D.  
Head - DMRP Section

**IMPORTANT NOTICE:** This information is provided only as an independent verification of beam output and not as a machine calibration, nor as an alternative to frequent calibrations by a qualified physicist.



## KFDA TLD POSTAL DOSE CHECK

**Institution:** Center for Technology of Radiation Safety and Metrology BATAN  
**Address:** Jl. Cinere, Pasar jum'at. PO box 7043, JKSKL,  
Jakarta Selatan, Indonesia


**TLD batch No.:** 112003  
**TLDs irradiated by:** Sri Inang Sunaryati  
**Date of irradiation:** Nov. 3, 2006  
**Date of evaluation:** Dec. 12, 2006

### RESULTS OF TLD MEASUREMENTS FOR Co-60 OR HIGH-ENERGY PHOTONS

Beam	Radiation unit	TLD set No.	User stated Dose (Gy)	KFDA (measured) Dose (Gy)*	% deviation relative** to KFDA dose	$\frac{\text{KFDA dose}}{\text{User stated dose}}$
Co-60	V4M/60	K06111	1.99	2.03	-1.86	1.02

\* The uncertainty in the TLD measurement of the dose is 1.6 %(1 standard deviation); This does not include the uncertainty intrinsic to the protocol.  
\*\* % deviation relative to KFDA measured dose =  $100 \times (\text{User stated dose} - \text{KFDA measured dose}) / \text{KFDA measured dose}$ . A relative deviation with negative(positive) sign indicates that the user estimates lower(higher) dose than what is measured.

Agreement within  $\pm 5\%$  between the user stated dose and the KFDA measured dose is considered satisfactory.

Chunil Lim  Date: Dec. 15, 2006  
Scientific Officer

Heon-Jin Oh   
Director-Radiation Standards Team

Hai-Kwang Lee   
General Director-MDRH Dep.

**IMPORTANT NOTICE :** This information is provided only as an independent verification of beam output and not as a machine calibration, nor as an alternative to frequent calibration by a qualified physicist.

# Interkomparasi dosis Cs-137 IAEA (2003)



## INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY

Dosimetry and Medical Radiation Physics Section - Division of Human Health

Wagramer Straße 5, P.O. Box 100, A-1400 VIENNA, AUSTRIA

Facsimile: +43 1 26007-21662, Telephone: +43 1 2600-21663, e-mail: DOSIMETRY@IAEA.ORG

**RESTRICTED**

## IAEA/WHO NETWORK OF SECONDARY STANDARD DOSIMETRY LABORATORIES TLD POSTAL QUALITY AUDIT FOR <sup>137</sup>Cs RADIATION PROTECTION CALIBRATIONS

**Institution:** SSDL, BATAN  
**Address:** Jl, Cinere Pasar Jumat  
P.O. Box 7043, Jakarta  
**Country:** INDONESIA

**TLD batch No:** 37264  
**TLDs irradiated by:** C. Tuti Budiantari, Nurman R.  
**Date of irradiation:** June 30, 2003  
**Date of evaluation:** September 2, 2003

### RESULTS OF TLD AIR KERMA MEASUREMENTS

Irradiation unit	TLD set #	Participant stated air kerma [mGy]	IAEA measured air kerma [mGy]*	Participant / IAEA**
OB-85/1/873	Run1_03_IDN	5.01	4.97	1.01
		5.01	4.92	1.02

\* The relative combined standard uncertainty in the TLD measurements of the air kerma is 1.8%.

\*\* Ratios between 0.95 and 1.05 are considered acceptable.

Dr. F. Pernicka  
DMRP Section

Date: 2007-09-22

Dr. K. R. Shortt  
Head - DMRP Section

**Important notice:** This information is provided only as an independent verification of the output of <sup>137</sup>Cs irradiation unit and not as a unit calibration, nor as an alternative to frequent calibrations by a qualified physicist.

## **APMP Key-comparison Radionuklida Ba-133, Tahun 2006**

**Ampoule number : #A0605 (AIST/NMIJ Type)**

**Mass of solution : 4.9984 g**

**Name(s) of persons who carried out measurements:**

**Nazaroh, Ermi Juita, Hermawan Candra.**

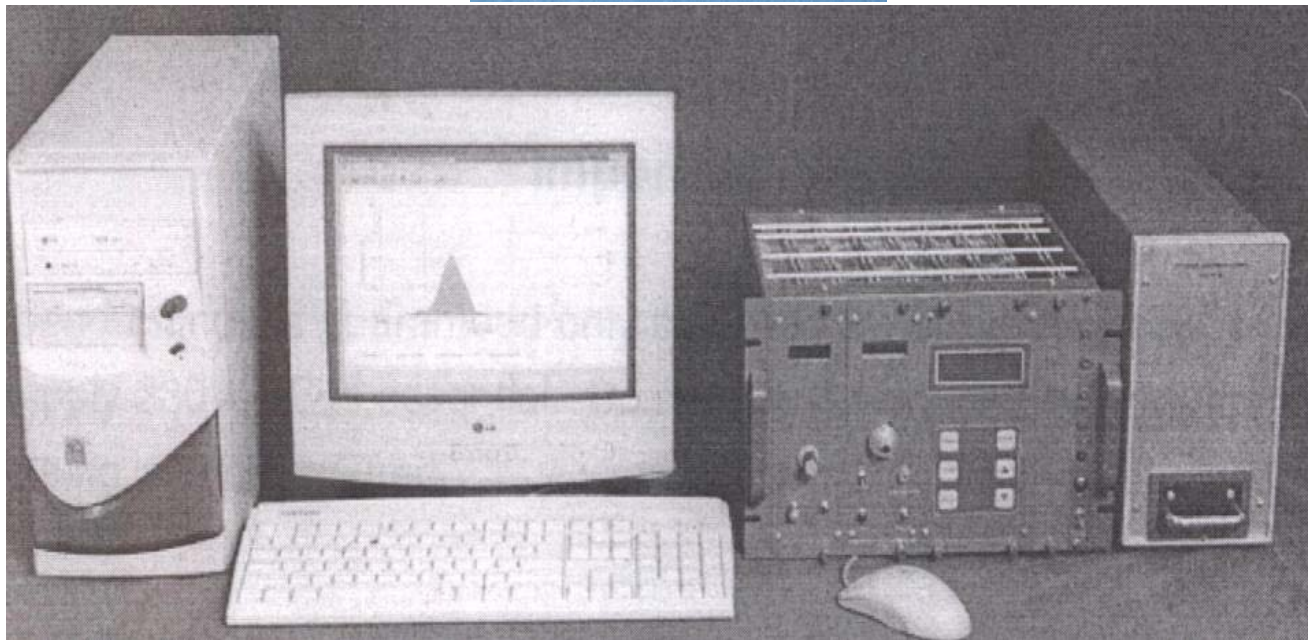
**Method of measurement used:**

**Gamma spectrometer with GeHP detector**

Radionuclide	Activity stated by PTKMR per 01-Apr-2006 (kBq/g)	Activity stated by NMIJ per 01-Apr-2006 (kBq/g)	% deviation relative to NMIJ	NMIJ / PTKMR
Ba-133	1891.6	1841.7	2.7	0.974

$$\% \text{ deviation relative to NMIJ} = 100 \% \times \{(\text{PTKMR} - \text{NMIJ}) / \text{NMIJ}\}$$







**LABORATORIUM METROLOGI RADIASI**  
PUSAT TEKNOLOGI KESELAMATAN DAN METROLOGI RADIASI - BATAN  
JL. CINERE PASAR JUMAT, KOTAK POS 7043 JKSKL JAKARTA 12070 INDONESIA  
Telp. (021)-7513906 (Hunting), 7659511, Fax : (021)-7657950 email: ptkmr@batan.go.id

# Pengecekan Luaran Pesawat Cs-137 Proteksi, Tahun 2007

FORM-LMR-KAL-60

Rev. 00 - 2007

**SERTIFIKAT HASIL PENGECEKAN LUARAN SUMBER CS-137 DENGAN TLD**  
NOMOR : 01 / LMR-L / 2007

Nama Institusi / Laboratorium : BPFK Makassar / Kalibrasi Alat Ukur Radiasi  
Alamat : Jl. Perintis Kemerdekaan Km. 11,  
Makassar, Sulawesi Selatan  
Telepon : 0411 - 582345 / 5068695  
Fax : 0411 - 582345  
No. TLD batch : R - 0079  
TLD diirradiasi oleh : Ilham Bachtiar dan Mulyadin  
Tanggal irradiasi : 29 Mei 2007  
Tanggal evaluasi : 11 - 14 Juni 2007

Kode Lab	Berkas radiasi	Kode TLD	(Ku) <sub>Lab</sub> , mGy	(Ku) <sub>LMR</sub> , mGy	Rata-rata (Ku) <sub>LMR</sub> , mGy	Deviasi terhadap (Ku) <sub>LMR</sub>	Rata-rata (Ku) <sub>LMR</sub> / (Ku) <sub>Lab</sub>
1	Cs-137 (IBT-103)	MKS-1	5,000	4,984	4,722	5,9 %	0,944
		MKS-2	5,000	4,722			
		MKS-3	5,000	4,461			

(Ku)<sub>Lab</sub> : Kerma udara yang dinyatakan oleh Lab (mGy)

(Ku)<sub>LMR</sub> : Kerma udara yang diukur oleh LMR dengan TLD (mGy)

Ketidakpastian dalam pengukuran kerma udara dengan TLD adalah 10 % (2σ)

Deviasi terhadap (Ku)<sub>LMR</sub> =  $[ \{ (Ku)_{Lab} - \text{Rata-rata}(Ku)_{LMR} \} / \text{Rata-rata}(Ku)_{LMR} ] \times 100 \%$

Nilai deviasi terhadap (Ku)<sub>LMR</sub> yang berada dalam ± 10% berarti memuaskan.

Jakarta, 18 Juni 2007

Kepala Bidang Metrologi Radiasi,  
PTKMR Batan,

Dr. Susetyo Trijoko, MAppSc.  
NIR. 330002778



# Interkomparasi Pemantauan Personal Dose Equivalent Hp(10), Tahun 2007



**LABORATORIUM METROLOGI RADIASI**  
 PUSAT TEKNOLOGI KESELAMATAN DAN METROLOGI RADIASI - BATAN  
 JL. CINERE PASAR JUMAT, KOTAK POS 7043 JKS KL JAKARTA 12070 INDONESIA  
 Telp. (021)-7513906 (Hunting), 7659511, Fax : (021)-7657950 email: ptkmr@batan.go.id



**LABORATORIUM METROLOGI RADIASI**  
 PUSAT TEKNOLOGI KESELAMATAN DAN METROLOGI RADIASI - BATAN  
 JL. CINERE PASAR JUMAT, KOTAK POS 7043 JKS KL JAKARTA 12070 INDONESIA  
 Telp. (021)-7513906 (Hunting), 7659511, Fax : (021)-7657950 email: ptkmr@batan.go.id

FORM-LMR-KAL-58

Rev. 00 - 2006

**SERTIFIKAT INTERKOMPARASI DOSIMETER FILM ATAU TLD**  
 ALAT UKUR RADIASI UNTUK PROTEKSI  
 NOMOR : 01 / LMR-K / 2007

**ALAT UKUR RADIASI YANG DIGUNAKAN :**

NAMA / JENIS ALAT : Dosimeter film  
 BUATAN / PABRIK : Kodak, Jepang  
 NO. KODE PEMILIK : 01  
 NAMA PEMILIK : BPFK Makassar  
 ALAMAT PEMILIK : Jl. Perintis Kemerdekaan Km. 11, Makassar

**ALAT UKUR RADIASI STANDAR :**

NAMA ALAT UKUR : Dosimeter Farmer  
 TIPE / NO. SERI DETEKTOR : Bilik Pengion 600 cc / NE 2575 # 135  
 TIPE / NO. SERI ELEKTROMETER : NE 2570 B # 1319  
 KETERTELUSSURAN : Si melalui, PTB

SUMBER RADIASI : Sinar-X: 75 kV; HVL: 2.7 mmAl dan Cs-137  
 TANGGAL PENYINARAN : 21 - 25 Juni 2007  
 METODE PENYINARAN : Dosimeter film ditempelkan pada permukaan fantom padat, kemudian disinari dalam medan radiasi yang telah diketahui dari hasil pengukuran dengan alat ukur standar. Dosimeter film kemudian diproses, dibaca, dan dievaluasi oleh Pemilik (BPFK Makassar)

KONDISI PENYINARAN : Jarak sumber-detektor 100 cm (Sinar-X) dan 200 cm (Cs)  
 HASIL INTERKOMPARASI : Lihat Lampiran (cetak miring dan huruf tebal)

**PERSONIL PELAKSANA**

PENYINARAN FILM : Sri Inang Sunaryati dan Nazarah, LMR - PTKMR Batan  
 EVALUASI DOSIS Hp(10) : Mulyadin dan Rostini Ali, BPFK Makassar  
 PENGOLAHAN HASIL EVALUASI : Susetyo Trijoko, LMR - PTKMR Batan

Jakarta, 02 Juli 2007  
 Kepala Bidang Metrologi Radiasi,  
 PTKMR Batan,  
 Sekretaris Manajer Mutu, LMR-PTKMR  
  
 Drs. Susetyo Trijoko, MApSc.  
 NIP. 380002778



**LAMPIRAN SERTIFIKAT INTERKOMPARASI DOSIMETER FILM ATAU TLD. Hp(10)**  
 NO. 01 / LMR-K / 2007  
 TANGGAL : 02 Juli 2007

Kode Lab	Sumber iradiasi	Kode Film / TLD	Dos <sub>LMR</sub> (mSv)	U <sub>LMR</sub> (mSv)	Dos <sub>Lab</sub> (mSv)	U <sub>Lab</sub> (mSv)	Δ (mSv)	E <sub>n</sub>
01	Sinar-X: 75 kV ; HVL 2,7 mmAl	MK <sub>0.1</sub>	1,1	0,59	1,13	0,25	0,03	0,05
		MK <sub>0.2</sub>	1,1	0,59	1,11	0,25	0,01	0,02
		MK <sub>0.3</sub>	1,1	0,59	0,92	0,21	-0,18	0,29
		MK <sub>0.4</sub>	1,1	0,59	0,92	0,21	-0,18	0,29
	Cs-137	MK <sub>0.1</sub>	4,5	1,75	3,08	0,65	-1,42	0,76
		MK <sub>0.2</sub>	4,5	1,75	3,10	0,66	-1,40	0,75
		MK <sub>0.3</sub>	4,5	1,75	3,09	0,65	-1,41	0,76
		MK <sub>0.4</sub>	4,5	1,75	3,10	0,67	-1,40	0,75
	Cs-137	MK <sub>0.1</sub>	9,0	3,24	7,05	1,47	-1,95	0,55
		MK <sub>0.2</sub>	9,0	3,24	6,95	1,46	-2,05	0,58
		MK <sub>0.3</sub>	9,0	3,24	7,04	1,48	-1,96	0,55
		MK <sub>0.4</sub>	9,0	3,24	7,05	1,48	-1,95	0,55

Catatan : Analisa berdasarkan Guide 43-1, ISO / IEC. Hasil memuaskan jika E<sub>n</sub> < 1,00.

Dos<sub>LMR</sub> = Dosis yang diberikan pada film atau TLD oleh LMR (mSv)

Dos<sub>Lab</sub> = Dosis hasil evaluasi yang dilakukan oleh Lab (mSv)

$$\Delta = \text{Dos}_{\text{Lab}} - \text{Dos}_{\text{LMR}}$$

$$E_n = \frac{|\Delta|}{\sqrt{[(U_{\text{Lab}})^2 + (U_{\text{LMR}})^2]}}$$

Nilai U<sub>Lab</sub> diambil dari nilai ketidakpastian yang dinyatakan oleh Pemilik (BPFK Makassar), sedangkan U<sub>LMR</sub> diambil dari nilai ketidakpastian yang ditetapkan oleh LMR PTKMR Batan.

Jakarta, 02 Juli 2007  
 Kepala Bidang Metrologi Radiasi,  
 PTKMR Batan,  
 Sekretaris Manajer Mutu, LMR-PTKMR  
  
 Drs. Susetyo Trijoko, MApSc.  
 NIP. 380002778



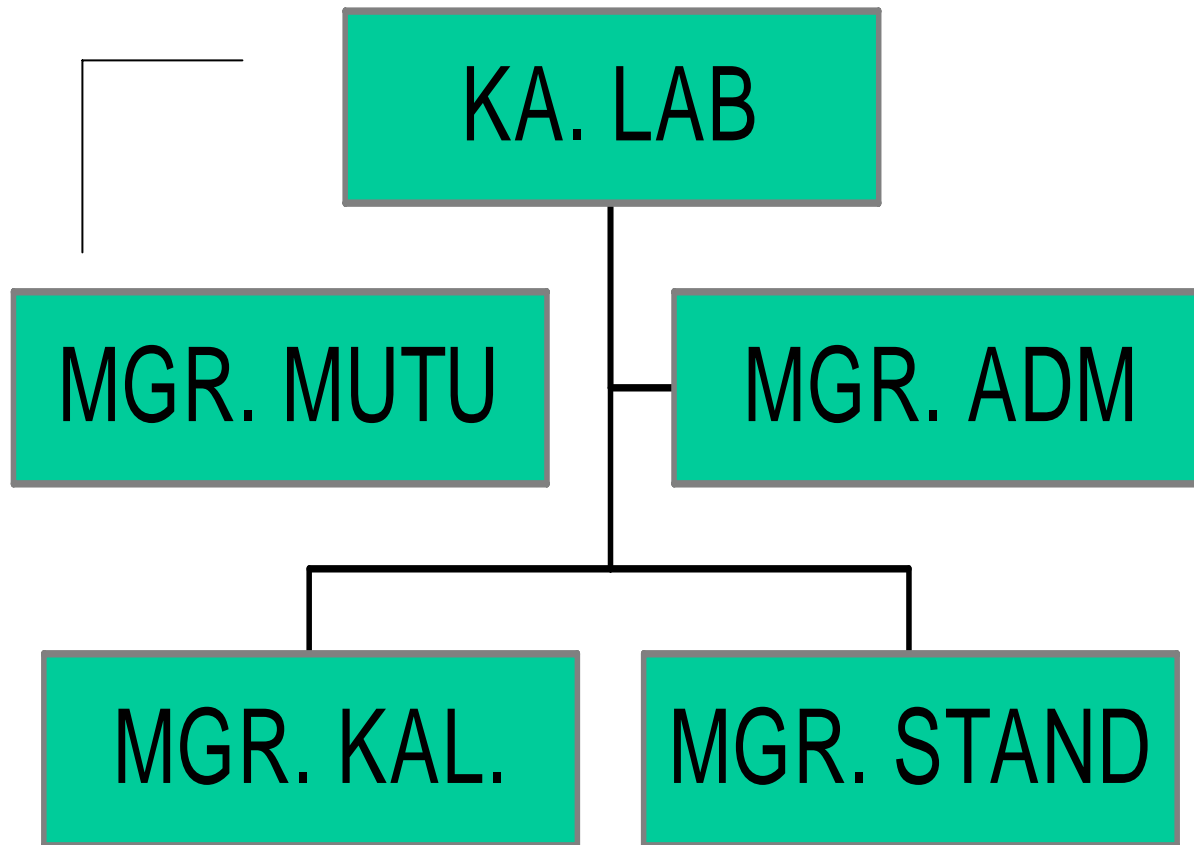
# **LABORATORIUM METROLOGI RADIASI**

Melayani **kalibrasi alat ukur** dan **sumber radiasi**, serta menerbitkan sertifikat kalibrasi.

Mengkalibrasikan alat ukur standar ke PSDL atau ke IAEA SSDL **5 (lima) tahun sekali**.

Menerapkan prosedur **kendali kualitas internal** dan **audit eksternal**.

Melaporkan status dan kegiatan laboratorium **sekali setahun** ke laboratorium IAEA SSDL.



## Bagan Organisasi Laboratorium Metrologi Radiasi, PTKMR BATAN.

# PENUTUP

Sistem pengukuran internasional menjamin ketelusuran alat ukur **Users** ke **PSDL**.

**LMR PTKMR** akan terus menjembatani rantai ketelusuran di Indonesia dengan **PSDL**.

Program interkomparasi IAEA merupakan **audit kualitas** terhadap LMR oleh IAEA.

Program interkomparasi LMR PTKMR merupakan **audit eksternal** terhadap User / Lab di Indonesia.

## **PREDIKSI DOSIS EKIVALENT SELURUH TUBUH PEKERJA RADIASI INSTALASI RADIOMETALURGI BERDASARKAN ICRP 60**

Budi Prayitno dan Suliyanto  
Pusat Teknologi Bahan Bakar Nuklir - BATAN

### **ABSTRAK**

**PREDIKSI DOSIS EKIVALENT SELURUH TUBUH PEKERJA RADIASI INSTALASI RADIOMETALURGI BERDASARKAN ICRP 60.** Prediksi Dosis Ekivalent Seluruh Tubuh (DEST) Pekerja Radiasi Instalasi Radiometalurgi (IRM) berdasarkan *International Commission On Radiological Protection (ICRP) 60* telah dilakukan. Kegiatan yang dilakukan dengan mengevaluasi nilai DEST yang diterima Pekerja Radiasi dalam satu tahun selama kegiatan di IRM, terutama pengujian elemen bakar bekas *MTR 30* pasca iradiasi dan *Low Enrichment Uranium (LEU) target*. Dari kegiatan uji tersebut didapat prediksi DEST tertinggi yang diterima Pekerja Radiasi terhadap kegiatan yang sama jika IRM menangani 6 elemen bakar bekas tipe *MTR 30* dan 7 *foil target LEU* dalam setahun. Sehingga didapat prediksi DEST tertinggi jika IRM beroperasi maksimal sekitar 8,86 mSv/tahun. Jika acuan DEST berdasarkan *ICRP 60*, nilai ini masih di bawah 20 mSv/tahun.

Kata kunci : dosis ekivalen seluruh tubuh, pekerja radiasi, proteksi radiasi.

### **ABSTRACT**

**PREDICTION OF EQUIVALENT DOSE OF WHOLE BODY RADIATION WORKER OF RADIOMETALLURGY INSTALLATION PURSUANT TO ICRP 60.** Prediction of equivalent Dose of whole body (DEST) Radiation Worker in Radio metallurgy Installation (IRM) pursuant to *International Commission On Radiological Protection (ICRP) 60* have been done. Activity conducted by evaluating the value of DEST that accepted by Radiation Worker in one year during IRM operation, especially post irradiation examination (PIE) of *MTR 30* spent fuel and Foil targets. From the PIE will be gotten the highest estimate of DEST that accepted by Radiation Worker. The estimation is the same value if IRM perform the PIE of 6 *MTR 30* spent fuels and 7 foil targets in one year. So that got to predict the highest DEST if IRM operated maximal about 8.86 mSv/year. If reference DEST pursuant to *ICRP 60*, this value still under 20 mSv/year

Key words : equivalent dose of whole body, radiation worker, radiation protection.

## **I. PENDAHULUAN**

Instalasi Radiometalurgi (IRM) adalah sebuah instalasi nuklir yang terletak di dalam Kawasan Puspipstek Serpong dan dikelola oleh Pusat Teknologi Bahan Bakar Nuklir (PTBN). Sejak diresmikannya pada tanggal 12 Desember 1990 Instalasi Radiometalurgi (IRM) telah beberapa kali melakukan uji pasca iradiasi (UPI). Uji pasca iradiasi

pertama kali dilakukan tahun 1993 dan untuk pertama kali elemen bakar bekas jenis  $U_3O_8$  masuk ke dalam bilik panas IRM pada tanggal 23 Januari 1993. Berdasarkan Keputusan Kepala BATAN No. 392/KA/XI/2005 tentang Organisasi dan Tata Kerja BATAN, Pusat Teknologi Bahan Bakar Nuklir (PTBN) mempunyai tugas melaksanakan Pengembangan Teknologi Bahan Bakar Nuklir dan

berfungsi sebagai laboratorium uji pasca iradiasi elemen bakar bekas dan bahan struktur beserta komponennya.

Pengelolaan fasilitas ini jika tidak sesuai dengan standar peraturan yang ada, dapat menimbulkan dampak radiologi baik kepada pekerjanya maupun lingkungan di sekitarnya. Nilai Batas Dosis (NBD) yang telah ditetapkan oleh Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN) Nomor: 01/Ka-BAPETEN/V-1999, mengacu kepada *International Commission Radiation Protection (ICRP) No. 26* tahun 1977, besarnya dosis ekivalent seluruh tubuh (DEST) ditentukan sebesar 50 mSv/tahun<sup>[1]</sup>. Sementara berdasarkan aturan *International Atomic Energy Agency (IAEA)* yang baru mengacu kepada *International Commission Radiation Protection (ICRP) No. 60* Tahun 1990 besarnya DEST adalah 20 mSv/tahun<sup>[2]</sup>. Peraturan Pemerintah No. 33 tahun 2007, tentang Keselamatan Radiasi Pengion dan Keamanan Sumber Radioaktif, menetapkan DEST untuk pekerja radiasi juga sebesar 20 mSv/tahun. DEST pekerja radiasi ini adalah jumlahan dari dosis interna dan eksterna yang diterima oleh pekerja radiasi dalam satu tahun. Selanjutnya

BAPETEN berencana akan mengeluarkan PERKA yang baru tentang Keselamatan Kerja Terhadap Radiasi yang besarnya DEST pekerja radiasi 20 mSv/tahun (merevisi S.K BAPETEN nomor: 01/Ka-BAPETEN/V-1999). Untuk mengantisipasi peraturan yang baru ini IRM harus mempersiapkan agar DEST yang diterima Pekerja Radiasinya tidak melebihi dari nilai 20 mSv/tahun. Hasil pantauan DEST saat itu dievaluasi dan kemudian diprediksikan seberapa besar DEST yang akan diterima pekerja radiasi apabila IRM beroperasi optimal. Di Laporan Analisis Keselamatan IRM, dikatakan kapasitas IRM dirancang untuk menerima 1 elemen bakar tipe *PWR* atau 6 elemen bakar tipe *MTR 30* atau 1 bundel elemen bakar tipe *PHWR* setelah didinginkan selama 3 bulan<sup>[3]</sup>. Mengingat selama ini IRM baru menangani kegiatan uji pasca iradiasi elemen bakar tipe *MTR 30* dua kali dalam satu tahun, maka apabila beroperasi optimal dalam satu tahun berapa prediksi DEST yang akan diterima pekerja radiasinya berdasarkan *ICRP 60*.

Pemantauan DEST Pekerja Radiasi dilakukan dengan bantuan *Thermoluminesence Detector (TLD)* jenis *TLD HP(10)* berkemampuan merekam



radiasi  $\beta$  dan  $\gamma$  dengan daya tembus sinar  $\gamma$  setebal 10 mm (1 cm) dari permukaan kulit [3]. Dosis radiasi yang terekam di TLD dibaca dengan menggunakan TLD Reader Model 6600 merek Harshaw. Hasil bacaan tiap triwulan pemakaian TLD dievaluasi berdasarkan urutan DEST dari yang tertinggi hingga yang terendah. Kemudian dari DEST hasil triwulan ini dijumlah untuk perorangan setiap tahunnya. Untuk dosis interna dipantau melalui urine pekerja radiasi dan memonitor tubuh pekerja radiasi dengan whole body counter (WBC). Pemantauan dosis interna pekerja radiasi dilakukan dengan menganalisis kandungan zat radioaktif di urine dan memonitor pekerja radiasi dengan WBC, hasilnya menunjukkan tidak terdeteksi adanya pekerja radiasi di IRM yang terkena dosis interna. Dengan demikian DEST pekerja radiasi IRM hanya berasal dari dosis eksterna.

Menurut desain sel panas IRM mampu menangani sebuah elemen bakar biblis A dan dapat ditempatkan dalam sel beton ZG 101, ZG 102 ataupun ZG 103. Untuk cuplikan elemen bakar dengan aktivitas sebesar  $4 \times 10^{12}$  Bq (5 cm panjang elemen) dapat ditempatkan dalam sel baja ZG 104, ZG 105, ZG 107,

ZG 108, ZG 110, ZG 111 dan ZG 112. Dalam ZG 106 dapat ditempatkan 5 buah cuplikan padat dengan total aktivitas  $2 \times 10^{13}$  Bq. Untuk sel ZG 109 dapat ditempatkan 1 gram elemen bakar yang dilarutkan dalam 50 ml  $\text{HNO}_3$  serta 6 buah cuplikan padat masing-masing seberat 1 gram [3].

Metoda dilakukan dengan mengevaluasi DEST yang diterima pekerja radiasi dari tahun 1993 hingga tahun 2006, kemudian diprediksi berapa DEST yang akan diterima pekerja radiasi seandainya IRM beroperasi optimal menangani uji pasca iradiasi 6 elemen bakar tipe MTR 30 dan 7 buah Low Enrichment Uranium (LEU) target. Tujuan dari memprediksi DEST tertinggi di IRM ialah apabila kegiatan di laboratorium dilakukan secara optimal dan diberlakukan aturan ICRP 60, pekerja radiasi yang menangani uji pasca iradiasi dapat mempersiapkan diri lebih awal terhadap DEST yang akan diterimanya.

## II. TEORI

Nilai batas dosis yang telah ditetapkan oleh Badan Pengawas Tenaga Nuklir nomor: 01/Ka-BAPETEN/V-1999, tentang Keselamatan Kerja

Terhadap Radiasi mencakup dosis radiasi eksterna dan dosis radiasi interna. Dalam permasalahan ini akan dibahas yang berhubungan dengan dosis eksterna. Hal ini disebabkan sejak beroperasinya IRM pekerja radiasi tidak terdeteksi terkena dosis radiasi interna.

dan radiasi interna (tidak termasuk dosis yang diterima dari radiasi untuk tujuan medik) yaitu sebesar 50mSv/tahun (sesuai dengan SK Kepala BAPETEN no. 01/KA-BAPETEN/V-1999 tentang Ketentuan Keselamatan Kerja Terhadap Radiasi.

**1. Ketentuan Tentang Nilai Batas Dosis Berdasarkan *International Commission On Radiological Protection International (ICRP) No. 26***<sup>[4]</sup>.

Ketentuan tentang DEST ini dimaksudkan untuk mengatur dengan lebih tegas nilai penyinaran dan dosis radiasi tertinggi yang dapat diterima oleh pekerja radiasi didasarkan pada jumlah dosis yang berasal dari radiasi eksterna

**Nilai batas dosis di Indonesia :**

- Ditetapkan berdasarkan Surat Keputusan Ka. BAPETEN No. 01/Ka-BAPETEN/V-1999.
- Didasarkan atas rekomendasi *International Commission Radiation Protection (ICRP) No. 26* Tahun 1977 (Tabel 1) dan *Safety Series IAEA No. 9* Tahun 1983.

Tabel 1. Nilai Batas Dosis di Indonesia ( *ICRP No.26* Tahun1977 )

BATASAN	UNTUK PEKERJA RADIASI ( mSv )	UNTUK MASYARAKAT ( mSv )
A. Penyinaran terhadap seluruh tubuh (untuk Efek Stokastik )		
1. Seluruh tubuh	50	5
2. Wanita hamil	15	-
3. Janin	10	-
B. Penyinaran lokal ( untuk efek Non Stokastik / <i>deterministic</i> )		
1.Rata-rata untuk setiap organ	500	50
2. Lensa mata	150	15
3. Kulit	500	50
4. Tangan, lengan, kaki	500	50

Catatan : mSv ( millisievert ), 1 mSv = 100 mrem ( millirem )

**2. Ketentuan Tentang Nilai Batas Dosis Berdasarkan *International Commission On Radiological Protection International (ICRP) No. 60***<sup>[2]</sup>.

Nilai batas dosis berdasarkan *International Commission Radiation Protection (ICRP) No. 60* Tahun 1990 (belum diacu di Indonesia) ditentukan DEST (Tabel 2).

Tabel 2. Nilai Batas Dosis (NBD) untuk personel berdasarkan ICRP 60

UNTUK PERSONEL	NILAI BATAS DOSIS (NBD)
PEKERJA RADIASI	<ul style="list-style-type: none"><li>• 20 mSv/tahun secara rata-rata selama 5 tahun</li><li>• Penerimaan maksimum setahun 50 mSv dengan memperhitungkan penerimaan dosis di tahun berikutnya.</li><li>• Untuk lensa mata 150 mSv/tahun</li><li>• Untuk tangan, kaki, kulit 500mSv/tahun</li></ul>
SISWA MAGANG (Usia 16–18 tahun)	<ul style="list-style-type: none"><li>• 6 mSv/tahun</li><li>• 50 mSv/tahun untuk lensa mata</li><li>• 150 mSv/tahun untuk tangan, kaki, kulit</li></ul>
DALAM KEADAAN KHUSUS	<ul style="list-style-type: none"><li>• Masa rata-rata dapat diperpanjang menjadi 10 (sepuluh) tahun</li><li>• Untuk sementara NBD dapat diubah asal di bawah 50 mSv/tahun dan tidak boleh selama 5 tahun</li></ul>
MASYARAKAT	<ul style="list-style-type: none"><li>• 1 mSv/tahun</li><li>• Untuk kondisi khusus boleh 5 mSv/tahun asal rata-rata selama 5 tahun adalah 1 mSv / tahun</li><li>• 15 mSv/tahun untuk lensa mata</li><li>• 5 mSv/tahun untuk kaki, tangan, kulit</li></ul>

**III. TATA KERJA**

Pembacaan *TLD* yang dipakai oleh Pekerja Radiasi PTBN dilakukan oleh Pusat Teknologi Limbah Radioaktif. Jenis *TLD* yang dipakai ialah jenis *TLD*

*HP(10)* berkemampuan merekam radiasi  $\beta$  dan  $\gamma$  dengan daya tembus sinar  $\gamma$  setebal 10 mm dari permukaan kulit<sup>[5]</sup>. Dosis radiasi yang terekam di *TLD* dibaca dengan menggunakan *TLD*

*Reader Model 6600* merek *Harshaw*. Langkah-langkah pembacaannya sebagai berikut :

1. *TLD* yang telah habis masa pakainya dikirim ke PTLR.
2. Film *TLD* tersebut dikeluarkan dari bingkai *TLD*.
3. Film *TLD* dimasukkan ke dalam *holder* bacaan alat *Harshaw model 6600*, dengan bantuan perangkat lunak *WinREMS*, hasil pembacaan *TLD* akan dikonversi menjadi satuan dosis (*mSv*) dengan persamaan berikut <sup>[2]</sup> :

$$D = \frac{\{(B \times Ecc) - (Bo \times Ecco)\} \text{ nanoCoulomb}}{RCF} \dots (1)$$

dengan :

- D = dosis perorangan dalam satuan *mSv*/jangka waktu periode *TLD*.
- B = bacaan elemen *TLD* dari kartu *TLD* yang digunakan dalam satuan nano *Coulomb*.
- Ecc = faktor Koreksi elemen *TLD* yang digunakan.
- Ecco = faktor Koreksi elemen *TLD* blanko yang digunakan.

Bo = bacaan elemen *TLD* dari *TLD* blanko, dalam satuan nano *Coulomb*.

RCF = faktor kalibrasi Reader, dalam satuan nano *Coulomb/mSv*.

4. Hasil bacaan *TLD* ditampilkan pada layar monitor, dalam satuan *mSv*.

#### IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil evaluasi DEST pekerja radiasi di IRM sejak beroperasinya IRM hingga tahun 2006 ditampilkan pada Tabel 3. Tampak pada Tabel 3 pekerja radiasi menerima DEST tertinggi sebesar 2,92 *mSv*/tahun dengan rerata sebesar  $(0,49 \pm 0,13)$  *mSv*/tahun dan terjadi di tahun 1999. Peningkatan DEST ini ada kecenderungan disebabkan kegiatan penelitian yang dilakukan di IRM dengan *Argon National Laboratory (ANL)* pada tahun tersebut, yaitu masuknya *LEU target* ke sel panas IRM khususnya tahun 1997 sampai dengan tahun 1999. DEST pada Tabel 3 ini hanya berasal dari dosis radiasi eksternal.

Tabel 3. Dosis Ekuivalent Seluruh Tubuh (DEST) Pekerja Radiasi IRM tahun 1993-2006

Tahun	Jumlah TLD	DEST terendah (mSv)	DEST tertinggi (mSv)	DEST rerata (mSv)	Jumlah TLD di atas rerata	
					(TLD)	Dalam %
1993	61	0,35	0,99	$0,55 \pm 0,07$	7	11,48
1994	61	0,27	0,74	$0,53 \pm 0,07$	9	14,75
1995	62	0,45	1,25	$0,76 \pm 0,22$	16	25,81
1996	62	0,40	1,47	$0,53 \pm 0,07$	5	8,07
1997	67	0,34	2,27	$0,98 \pm 0,13$	6	8,96
1998	70	0,42	1,65	$0,80 \pm 0,07$	9	12,86
1999	84	0,15	2,92	$0,49 \pm 0,13$	5	5,95
2000	78	0,35	1,36	$0,59 \pm 0,09$	8	10,26
2001	83	0,30	1,02	$0,73 \pm 0,07$	16	19,28
2002	72	0,16	0,89	$0,70 \pm 0,08$	10	13,89
2003	75	0,00	1,40	$0,92 \pm 0,08$	11	14,67
2004	79	0,00	0,17	$0,01 \pm 0,02$	9	11,39
2005	93	0,00	0,40	$0,03 \pm 0,05$	9	9,68
2006	101	0,00	0,30	$0,01 \pm 0,01$	4	3,96

Selama beroperasinya IRM, pekerja radiasi diketahui tidak pernah menerima dosis radiasi yang berasal dari dosis interna. Jika dibandingkan kegiatan penanganan elemen bakar bekas dengan kegiatan penanganan sampel *LEU target*, pekerja radiasi lebih banyak menerima DEST saat mengerjakan *LEU target* (Kegiatan masuknya material uji ditabelkan pada Tabel 4). Hal ini wajar karena dalam penanganan elemen bakar bekas sebenarnya hanya potongan sebagian kecil dari inti plat elemen bakar tersebut. DEST yang diterima pekerja radiasi saat uji pasca iradiasi 1 elemen

bakar bekas tipe *MTR 30* di tahun 1993 tertinggi sebesar 0,99 mSv/tahun dengan rerata sebesar ( $0,55 \pm 0,07$ ) mSv/tahun. Uji pasca iradiasi 2 buah elemen bakar bekas tipe *MTR 30* di tahun 1994 tertinggi adalah sebesar 0,74 mSv/tahun dengan rerata sebesar ( $0,53 \pm 0,07$ ) mSv/tahun. Kegiatan di tahun 1993 jika dibandingkan dengan tahun 1994, maka DEST tertinggi terjadi di tahun 1993 saat penanganan 1 elemen bakar. Kegiatan di sel panas IRM meningkat pada tahun 1997-1999 jika dibandingkan dengan tahun sebelumnya dan sesudahnya.

Tabel 4. Jenis material yang masuk ke sel panas IRM.

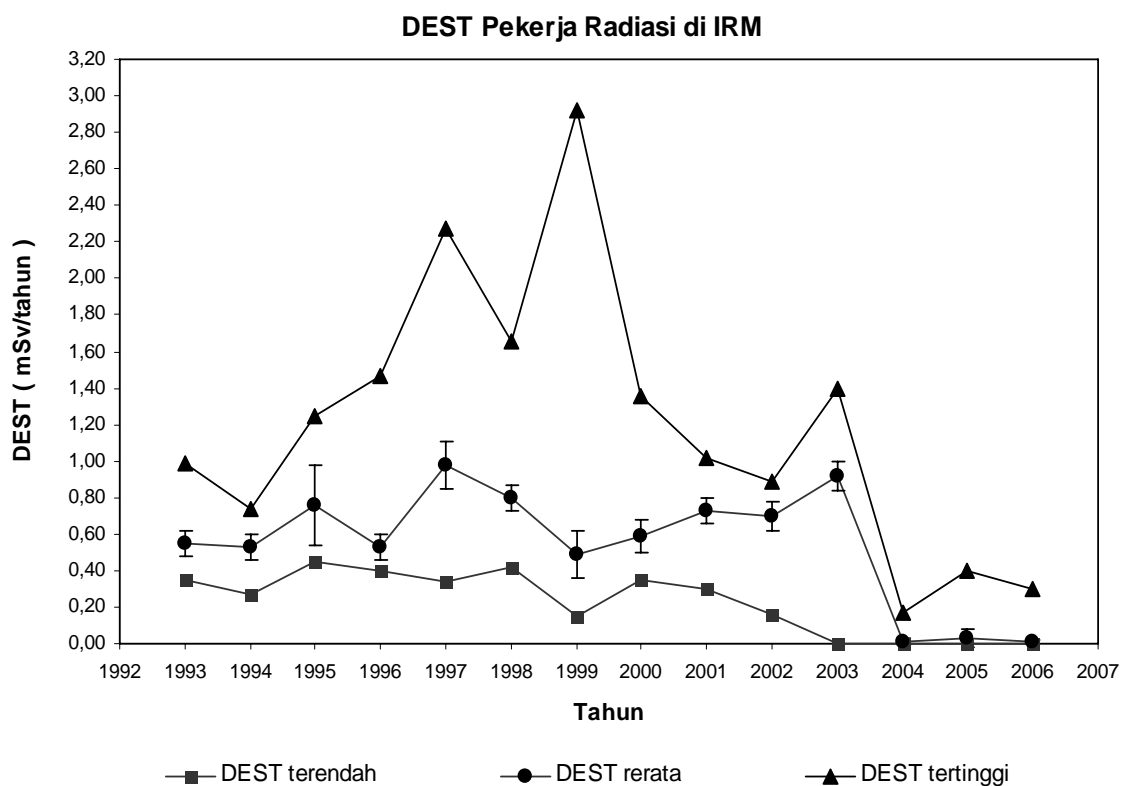
TAHUN	MATERIAL MASUK KE SEL PANAS IRM
1993	1 bh <i>Spent Fuel</i> $U_3O_8$
1994	1 bh <i>Spent Fuel</i> $U_3Si_2$ 1 bh <i>Spent Fuel</i> $U_3O_8$
1995	<i>Foil target</i> Zr/U/Al <i>Foil target</i> Zr/U/ZrO <sub>2</sub>
1996	<i>Foil target</i> Zr/U/Mg <i>Foil target</i> Zr/U/Zr <i>Foil target</i> Zr/Ni - U/SS <i>Foil target</i> Zr/U/SS <i>Foil target</i> Zr/Cu-U-Cu/SS <i>Foil target</i> Zr/Ni-U-Ni/Al
1997	<i>Foil target</i> Zr/Zn-U-Zn/Al <i>Foil target</i> Zr/Zn-U-Zn/SS <i>Foil target</i> Zr/Cu-U-Cu/Al <i>Foil target</i> Zr/Cu-U-Cu/SS <i>Foil target</i> Zr/Ni-U-Ni/Al <i>Foil target</i> Zr/Ni-U-Ni/SS
1998	<i>Foil target</i> Zr/Zn-U-Zn/SS <i>Foil target</i> Zr/Ni-U-Ni/SS <i>Foil target</i> Zr/Al-U-Al/SS <i>Foil target</i> Zr/Al-U-Al/Al <i>Foil target</i> Zr/Zn-U-Zn/SS <i>Foil target</i> Zr/Ni-U-Ni/SS <i>Foil target</i> Zr/Ni-U-Ni/Zr <i>Foil target</i> Zr/Zn-U-Zn/Zr
1999	<i>Foil target</i> Zr/Ni/AU/Ni/SS <i>Foil target</i> Zr/Ni/Pu/Ni/SS <i>Foil target</i> Zr/Ni/P-U/Al/Zr <i>Foil target</i> Al/Ni/P-U/Ni/Al <i>Foil target</i> Al/Al/P-U/Ni/Al <i>Foil target</i> Zr/Zn/AU/Zn <i>Foil target</i> Zr/Zn/P-U/Zn
2000-2004	Tidak ada material masuk sela panas
2005	<i>Foil target</i> LEU kode 01-1 dan 01-2
2006	Tidak ada material masuk sel panas

Dari Tabel 3, DEST tertinggi, rerata dan terendah dalam satu tahun dari 1993 hingga 2006, kemudian ditampilkan dalam bentuk Gambar 1. Hasil evaluasi DEST antara tahun 1997-1999 menunjukkan DEST yang diterima

pekerja radiasi cukup meningkat, jika dibandingkan dengan tahun sebelumnya dan sesudahnya. Hasil evaluasi DEST dari 1993 hingga 2006 dan prediksi IRM beroperasi optimal dalam satu tahun menangani uji pasca iradiasi 6 elemen

bakar tipe *MTR 30* dan 7 buah *LEU target* DEST yang akan diterima pekerja radiasi diprediksikan adalah  $6 \times 0,99 \text{ mSv}$  ditambah  $2,92 \text{ mSv} = 8,86 \text{ mSv/tahun}$ . Pengambilan data IRM menangani 6 elemen bakar tipe *MTR 30* ini berdasarkan Laporan Analisis Keselamatan IRM, dikatakan bahwa

kapasitas IRM dirancang untuk menerima 1 elemen bakar tipe *PWR* atau 6 elemen bakar tipe *MTR 30* atau 1 bundel elemen bakar tipe *PHWR* setelah didinginkan selama 3 bulan [3]. Sedangkan untuk 7 buah *LEU target* diasumsikan dari kegiatan di tahun 1999. Pada waktu itu DEST tertinggi terjadi sebesar  $2,92 \text{ mSv}$ .



Gambar 1. DEST tertinggi, rerata dan terendah dalam satu tahun dari 1993 hingga 2006 di IRM

Jika hasil prediksi DEST pekerja radiasi sebesar  $8,86 \text{ mSv/tahun}$  ini di implementasikan terhadap *ICRP 60*, maka DEST maksimum sebesar  $20 \text{ mSv/tahun}$  dapat diberlakukan di IRM.

## V. KESIMPULAN

Prediksi dosis ekivalent seluruh tubuh (DEST) yang diterima pekerja radiasi berdasarkan *ICRP 60* apabila kegiatan uji pasca iradiasi (UPI) dalam satu tahun menangani 6 elemen bakar tipe *MTR 30*

dan 7 foil target LEU di IRM adalah sebagai berikut : DEST pekerja radiasi tertinggi diperkirakan sekitar 8,86 mSv/tahun, nilai ini masih di bawah 20 mSv/tahun (berdasarkan NBD dari ICRP 60). Dengan demikian Implementasi ICRP 60 dapat diberlakukan di IRM.

### UCAPAN TERIMAKASIH

Terima kasih kepada Kepala Pusat Teknologi Limbah Radioaktif beserta Stafnya yang telah membantu pelaksanaan pembacaan TLD milik Pekerja Radiasi PTBN.

### DAFTAR PUSTAKA

1. ANONIM, Badan Pengawas Tenaga Nuklir, "Ketentuan Keselamatan Kerja Terhadap Radiasi", BAPETEN nomor : 01/Ka-BAPETEN/V-1999, tahun 1999.
2. ANONIM, International Commission On Radiological Protection, ICRP publication 60, Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, 1990.
3. TIM LAPORAN ANALISIS KESELAMATAN, Pusat Teknologi Bahan Bakar Nuklir, "Laporan Analisis Keselamatan Instalasi Radiometalurgi (LAK IRM)", revisi 6, tahun 2006.
4. ANONIM, International Commission On Radiological Protection, ICRP publication 26, Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, 1977.

5. ANONIM, Pusat Teknologi Limbah Radioaktif, "Prosedur Pengelolaan TLD", no. dok. PLR/7/PeD-PE/II/002/03/2006 rev. 3, tahun 2006.

### Tanya Jawab :

#### 1. Penanya : Nazaroh (PTKMR-BATAN)

##### Pertanyaan :

1. Apa keuntungan dan kerugiannya bagi instansi saudara bila telah menerapkan ICRP 60?
2. Apa usaha instansi saudara untuk dapat memenuhi peraturan ICRP 60?

#### Jawaban : Budi Prayitno (PTBN – BATAN)

1. Keuntungannya : kami dapat memprediksi seandainya IRM beroperasi maksimal pekerja radiasi IRM akan menerima DEST di bawah 20 mSv/th, dengan demikian kami tidak perlu merubah desain instalasi, sedangkan kerugiannya tidak ada.
2. Prinsip ALARA tetap diterapkan di instalasi.

#### 2. Penanya : Hotman Lubis (PRR-BATAN)

##### Pertanyaan :

1. Seharusnya kesimpulan penerimaan dosis itu dilihat juga dari aktivitas karyawan penerima dosis bukan dari kerja di *hot cell* saja, sebab karyawan yang bekerja di *hot cell* bebas dari paparan ?

#### Jawaban : Budi Prayitno (PTBN – BATAN)

1. Memang idealnya demikian, namun hal tersebut sulit karena



bekerjanya seorang pekerja radiasi selalu berpindah-pindah tempat. Alasan lain karena dengan masuknya material ke *hot cell* selanjutnya material tersebut setelah dibongkar diambil sebagian kecil dan dianalisis ke lab. di luar *hot cell* dan pekerja radiasi yang menanganinya juga yang bekerja di *hot cell*.

**3. Penanya : Muji Wiyono  
(PTKMR-BATAN)**

**Pertanyaan :**

1. Dalam Tabel 3, dosis ekivalen seluruh tubuh (DEST) terendah antara tahun 2003 s/d 2006 adalah 0,00 mSv. Berapakah batas deteksi terendah alat yang digunakan untuk evaluasi dosis?
2. Kenapa nilainya sama dengan nol (0) ?

**Jawaban : Budi Prayitno  
(PTBN – BATAN)**

1. Alat baca TLD PTPLR batas deteksi terendahnya di bawah 0,05 mSv.
2. Memang seharusnya ditulis tidak terdeteksi, namun untuk kepentingan audit BAPETEN disarankan sebaiknya ditulis angkanya, karena jika ditulis tidak terdeteksi dapat mempunyai anggapan yang bermacam-macam, sehingga lebih baik ditulis DEST = 0.

## TINGKAT KETELITIAN ALAT “WHOLE BODY COUNTER (WBC) MODEL 2260 ACCUSCAN CANBERRA” PADA CACAHAN SELURUH TUBUH DAN PARU

Sugiyana

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi - BATAN

### ABSTRAK

**TINGKAT KETELITIAN ALAT “WHOLE BODY COUNTER (WBC) MODEL 2260 ACCUSCAN CANBERRA” PADA CACAHAN SELURUH TUBUH DAN PARU.** Telah dilakukan pengamatan tingkat ketelitian alat *Whole Body Counter* model 2260 Accuscan Canberra dengan cara pengukuran aktivitas sampel standar Cs-137 dan Co-60 pada cacahan seluruh tubuh dan paru. Pencacahan dilakukan setelah alat WBC dikalibrasi yang meliputi kalibrasi Energi, kalibrasi FWHM (*Full Width Half Maximum*) dan kalibrasi Efisiensi. Dengan cara membandingkan antara aktivitas hasil pencacahan yang diperoleh menggunakan perangkat lunak dan perhitungan manual dengan aktivitas sampel yang sebenarnya, maka akan diperoleh nilai ketelitian dari alat WBC yang digunakan. Dari data hasil pengukuran diperoleh tingkat ketelitian alat secara relatif sebagai berikut : untuk cacahan seluruh tubuh dengan perhitungan perangkat lunak ketelitian alat WBC diatas 83% dan dengan perhitungan manual di atas 97%. Sedangkan untuk cacahan paru dengan menggunakan perangkat lunak ketelitian alat WBC di atas 81 % dan dengan perhitungan manual ketelitian alat di atas 98%.

Kata kunci : Whole body counter model 2260,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{60}\text{Co}$ , seluruh tubuh dan paru

### ABSTRACT

**THE ACCURACY LEVEL OF “WHOLE BODY COUNTER” (WBC) MODEL 2260 ACCUSCAN CANBERRA. AT ASSESSMENT OF WHOLE BODY AND LUNG COUNT MODE.** It have been conducted the observing accuracy level of Whole Body Counter model 2260 Accuscan Canberra by measuring the activity of the standard sample of Cs-137 and Co-60 at counting Whole Body and Lung mode. Counting has been carried out after the WBC has been calibrated for energy, FWHM and efficiency. By comparing between activities of result of count obtained use manual calculation and software with activity sample that in fact, hence will be obtained the accuracy level from WBC used. From the data measurement result the relatively accuracy level of instrument can be seen as bellows: for whole body count the accuracy level of WBC by software calculation above 83% and by manual calculation above 97%. While for Lung count mode by software the accuracy of WBC above 81% and manual above 98%.

Key words : Whole Body Counter model 2260, Cs-137, Co-60, Whole Body and Lung.

### I. PENDAHULUAN

Salah satu tugas PTKMR adalah memperkirakan dosis radiasi baik eksterna maupun interna yang diterima oleh setiap pekerja radiasi. Untuk memperkirakan dosis interna pekerja

radiasi, ada 2 metode yang biasa digunakan. Pertama adalah pengukuran langsung aktivitas radionuklida dalam tubuh yang disebut *External counting* dan yang kedua pengukuran aktifitas

sampel keluaran seperti urin dan feses yang disebut “*Bioassay*”<sup>[1]</sup>.

*External counting* adalah suatu metode pengukuran langsung sinar- $\gamma$  yang dipancarkan dari dalam tubuh. Metode ini mempunyai keuntungan yaitu mengetahui aktivitas radionuklida yang mengendap di seluruh tubuh (*Whole Body*) atau organ tertentu secara langsung. *External counting* secara relatif mempunyai tingkat kepercayaan yang tinggi terhadap hasil aktivitas radionuklida dalam tubuh yakni dengan tingkat kesalahan 20% sampai 50%, sedangkan metode *Bioassay* mempunyai tingkat kesalahan diatas 100%.<sup>[2]</sup>

Pada makalah ini dilakukan penentuan tingkat ketelitian atau tingkat kesalahan dari alat *Whole Body Counter* model 2260 Accuscan Canberra dengan cara membandingkan hasil aktivitas pencacahan yang diperoleh dengan menggunakan perhitungan *software* dan perhitungan *manual* dengan aktivitas sumber standar yang digunakan sebagai sampel.

## II. TEORI

Whole Body Counter (WBC) adalah suatu alat yang digunakan untuk pengukuran langsung pajanan sinar- $\gamma$  dari radionuklida dalam tubuh. Untuk mendapatkan hasil pengukuran yang

akurat, semua komponen alat yaitu perangkat keras (*hardware*) dan perangkat lunak (*software*), kalibrasi sistem dan perawatan harus berjalan dengan baik. Kalibrasi alat “Whole Body Counter” (WBC) terdiri dari tiga bagian yaitu kalibrasi energi, kalibrasi FWHM (*Full Width at Half Maximum*) dan kalibrasi efisiensi. Kalibrasi energi dilakukan untuk mendapatkan hubungan antara nomor salur (*channel*) dengan energi sinar- $\gamma$ , sedangkan kalibrasi FWHM dilakukan untuk mendapatkan hubungan antara lebar puncak (*photopeak*) dengan energi sinar- $\gamma$ .<sup>[3]</sup> Kalibrasi efisiensi dilakukan menggunakan boneka (*phantom*) yang berbentuk manusia dengan distribusi sumber standar di seluruh tubuh atau suatu organ. Dengan menggunakan data pengukuran phantom yang diisi sumber standar akan diperoleh efisiensi deteksi dari radionuklida dalam tubuh. Pengolahan data semua kalibrasi dilakukan menggunakan perangkat lunak (*software*).

Ada beberapa macam pencacahan yang dapat dilakukan dengan alat WBC<sup>[4]</sup>, yaitu :

1. “Whole Body Counting” (Cacahan seluruh tubuh)

Pencacahan yang digunakan untuk mengetahui aktivitas radionuklida

yang terdeposisi diseluruh tubuh, misalnya : Cs-134, Cs-137, K-40.

2. *Lungs Counting* (Cacahan paru)

Pencacahan yang digunakan untuk mengetahui aktivitas radionuklida yang terdeposisi di paru-paru misalnya : Co-60, Zr-95, Cr-51.

3. *Thyroid Counting* (Cacahan tiroid)

Pencacahan yang digunakan untuk mengetahui aktivitas radionuklida yang terdeposisi di tiroid misalnya : I-131, I-133

4. *GI/Gastro Intestinal Counting* (Cacahan saluran pencernaan)

Pencacahan yang digunakan untuk mengetahui aktivitas radionuklida yang terdeposisi dibagian saluran pencernaan.

Setelah alat WBC terkalibrasi maka alat siap dioperasikan untuk mencacah pekerja radiasi yang diperkirakan terkontaminasi secara interna. Dari spektrum tubuh pekerja radiasi yang dicacah, akan dievaluasi untuk mendapatkan jenis serta aktivitas radionuklida dalam tubuh. Evaluasi data pengukuran dapat dilakukan dengan dua cara yaitu :

**Perhitungan “Software” :**

Evaluasi data dari spektrum hasil pencacahan dilakukan oleh “software” dengan memasukkan

nomor kalibrasi energi, FWHM dan efisiensi sehingga akan diketahui jenis serta aktivitas radionuklida dalam tubuh.

**Perhitungan aktivitas secara manual :**

Perhitungan aktivitas radionuklida dalam tubuh dilakukan secara *manual* menggunakan rumus :

$$A_k \text{ (dps)} = \frac{\text{Cps}}{\epsilon(E) \times Y(E)} \dots\dots (1)$$

dengan :

$A_k$  = disintegrasi per *second* (aktivitas) = cacah sinar- $\gamma$  yang dipancarkan oleh sumber- $\gamma$  ke segala arah per sekon.

Cps = cacah per sekon = cacah pulsa yang dihasilkan detektor per sekon.

$\epsilon(E)$  = efisiensi deteksi pada energi E.

$Y(E)$  = intensitas mutlak sinar- $\gamma$  (= *yield*).

Catatan : Kurva efisiensi yang digunakan untuk perhitungan *software* sama dengan kurva efisiensi untuk perhitungan *manual*.

## Perhitungan kesalahan dan ketelitian alat

Kesalahan pengukuran dan ketelitian alat dapat dihitung menggunakan rumus :

$$\frac{\text{Kesalahan}}{\text{Pengukuran}} (\%) = \frac{\text{Akt. Std} - \text{Akt. hitung}}{\text{Akt. Std.}} \times 100\% \quad \dots\dots (2)$$

$$\text{Ketelitian Alat (\%)} = 100\% - \text{Kesalahan Alat} \quad \dots\dots\dots (3)$$

## III. TATA KERJA

### 1. Bahan dan Peralatan

- WBC Accuscan Canberra model 2260 tipe tidur.
- Sumber standar Cs-137 dan Co-60.
- Phantom.
- Sampel sumber standar Cs-137 dan Co-60 yang akan dihitung aktivitasnya

### 2. Kalibrasi Respon Detektor

Kalibrasi respon detektor meliputi antara lain : kalibrasi energi, kalibrasi FWHM dan kalibrasi efisiensi.

#### a. Kalibrasi Energi

Kalibrasi energi berfungsi untuk mengetahui hubungan

antara energi- $\gamma$  dengan nomor salur (*channel*). Kalibrasi ini dilakukan menggunakan sumber standar  $\gamma$  campuran (*mixed gamma*) minimum 3 puncak energi. Biasanya menggunakan sumber standar Cs-137 dengan energi 661,6 keV dan Co-60 dengan energi 1173,2 keV dan 1332,5 keV.

Prosedur kalibrasi energi seperti pada buku *manual* alat, sebagai berikut :

Sumber standar gamma campuran diletakkan di bawah detektor, kemudian dilakukan pencacahan selama 5 menit. Setelah spektrum terbentuk kemudian dilakukan analisis untuk menentukan “centroid” (*channel*) dan energi (keV) untuk setiap puncak yang akan digunakan untuk kalibrasi. Program kemudian akan memproses data dan mengeluarkan fungsi dan *plot* kalibrasi energi. Jika fungsi kalibrasi sudah bagus, *file* dapat disimpan untuk digunakan dalam analisis dan dilakukan pencatatan nomor kalibrasi lengkap dengan spesifikasinya dalam “log book” kalibrasi.

## b. Kalibrasi FWHM

Kalibrasi FWHM menunjukkan hubungan antara energi  $\gamma$  dengan lebar *photopeak* yang dihasilkan dari suatu counter. Kalibrasi ini dilakukan menggunakan sumber standar  $\gamma$  campuran (*mixed gamma*) minimum 3 puncak energi. Biasanya menggunakan sumber standar Cs-137 dengan energi 661,6 keV dan Co-60 dengan energi 1173,2 keV dan 1332,5 keV.

Prosedur kalibrasi FWHM sebagai berikut :

Sumber standar gamma campuran diletakkan di bawah detektor kemudian dilakukan pencacahan. Setelah spektrum terbentuk kemudian dilakukan analisis untuk menentukan FWHM dan *centroid* dari puncak-puncak spektrum. FWHM puncak dapat diperkirakan dengan menghitung jumlah *channel* diantara  $\frac{1}{2}$  tinggi puncak maksimum di atas background pada sisi kiri dengan  $\frac{1}{2}$  tinggi puncak maksimum di atas *background* pada sisi kanan. Setelah data kalibrasi selesai dimasukkan, program akan memproses perhitungan dan

hasilnya akan ditampilkan di layar monitor dengan parameter :

- *centroid* (dalam *channel*)
- energi (dalam keV)
- FWHM (dalam *channel*)
- *Fit value*
- dan lain-lain.

Kemudian dilakukan pemeriksaan nilai-nilai parameter tersebut apakah dapat diterima atau tidak. Nilai FWHM dan “centroid” harus mendekati nilai yang dimasukkan sebelumnya. *Fit value* yang negatif tidak boleh digunakan dalam kalibrasi. Setelah data dianalisis kemudian program akan membuat persamaan *polynomial* berdasarkan data yang dimasukkan dan memplotnya. Jika persamaan dan *plot* kalibrasi sudah bagus, *file* dapat disimpan untuk digunakan dalam analisis dan mencatat nomor kalibrasinya dalam “log book” kalibrasi.

## c. Kalibrasi Efisiensi

Kalibrasi Efisiensi menunjukkan hubungan antara laju cacah puncak energi (*net full-energy peak*) dalam spektrum dengan laju emisi energi  $\gamma$  sumber standar.

Prosedur Kalibrasi Efisiensi sebagai berikut :

Pertama-tama sumber standar  $\gamma$  campuran dimasukkan dalam *phantom* sesuai dengan geometri atau model yang akan dikalibrasi antara lain “Whole Body”, “Lung”, “Thyroid” dan “G.I”. Kemudian dilakukan pencacahan selama 15 menit. Setelah spektrum terbentuk kemudian dianalisis untuk mendapatkan data-data yang harus diisikan dalam perhitungan program antara lain : energi (keV), “peak area”, “error (%)”, dan aktivitas sumber standar yang digunakan. Jika data telah terkumpul maka program akan memproses data dan hasilnya berupa persamaan efisiensi yang dapat *diplot* pada *monitor* atau dicetak. Apabila persamaan dan *plot* kalibrasi sudah bagus, *file* dapat disimpan untuk digunakan dalam analisis dan mencatatnya dalam “log book” kalibrasi.

### 3. Pengukuran sampel Cs-137 dan Co-60

Sampel Cs-137 dan Co-60 yang sudah diketahui aktivitasnya dimasukkan dalam *phantom* sesuai dengan geometri (model

pencacahan) yang akan dicacah antara lain “Whole body” dan “Lung”. Kemudian dilakukan pencacahan selama 15 menit. Spektrum hasil pencacahan disimpan dalam *file* kemudian dilakukan analisis untuk menghitung aktivitas sampel dengan dua cara yaitu Program (*Software*) dan *Manual*. Pencacahan dilakukan sehari sekali selama 10 hari.

#### a. Perhitungan aktivitas dengan *software*

Dari spektrum hasil pencacahan sampel dilakukan analisis menggunakan 3 persamaan kalibrasi yang telah dilakukan sebelumnya yaitu kalibrasi energi, kalibrasi FWHM dan kalibrasi efisiensi. Setelah program memproses data akan diperoleh hasil berupa : jenis radionuklida, energi serta aktivitas sampel yang dicacah.

#### b. Perhitungan aktivitas dengan cara *manual*

Dari spektrum hasil pencacahan sampel ditentukan *area* dari puncak-puncak

yang ada. Kemudian ditentukan cacahan per *second* (cps) dengan cara membagi *area* dengan lamanya pencacahan dalam satuan *second*. Dengan persamaan <sup>[1]</sup> dapat dihitung aktivitas sampel yang dicacah. Nilai efisiensi deteksi yang digunakan dalam perhitungan

*manual* sama dengan yang digunakan dalam perhitungan dengan *software*.

#### IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

1. Hasil perhitungan aktivitas sampel untuk cacahan *Whole Body* menggunakan 2 metode dapat dilihat pada tabel di bawah ini :

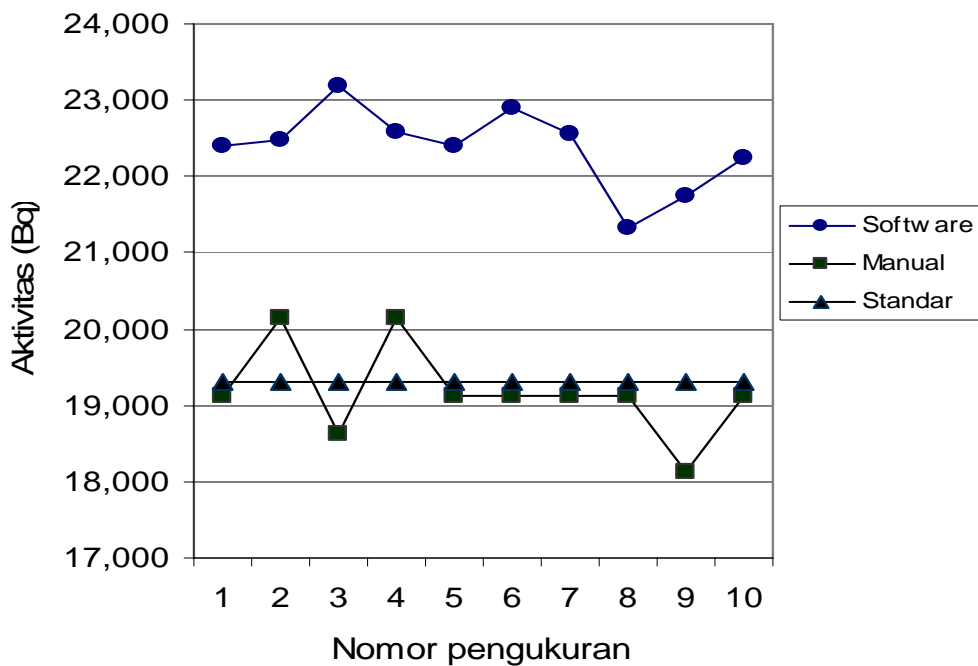
Tabel 1. Aktivitas hasil perhitungan *software* dengan aktivitas sampel standar Cs-137 = 19.300 Bq

No. Pengukuran	Aktivitas terhitung ( Bq )	Ketelitian Alat ( % )	Kesalahan Alat ( % )
1	22.413	83,87	+ 16,13
2	22.476	83,55	+ 16,45
3	23.197	79,81	+ 20,19
4	22.579	83,01	+ 16,99
5	22.410	83,89	+ 16,11
6	22.900	81,35	+ 18,65
7	22.559	83,12	+ 16,88
8	21.319	89,54	+ 10,46
9	21.735	81,38	+12,62
10	22.249	84,72	+ 15,28
<b>Rerata</b>	<b>22.384</b>	<b>83,95</b>	<b>16,05</b>



Tabel 2. Aktivitas hasil perhitungan *manual* dengan aktivitas sampel standar Cs-137 = 19.300 Bq

No. Pengukuran	Aktivitas terhitung ( Bq )	Ketelitian Alat ( % )	Kesalahan Alat ( % )
1	19.128	99,11	- 0,89
2	20.135	95,67	+ 4,33
3	18.624	96,50	- 3,50
4	20.135	95,67	+ 4,33
5	19.128	99,11	- 0,89
6	19.128	99,11	- 0,89
7	19.128	99,11	- 0,89
8	19.128	99,11	- 0,89
9	18.121	96,50	- 3,50
10	19.128	99,11	- 0,89
<b>Rerata</b>	<b>19.178</b>	<b>97,90</b>	<b>1,70</b>



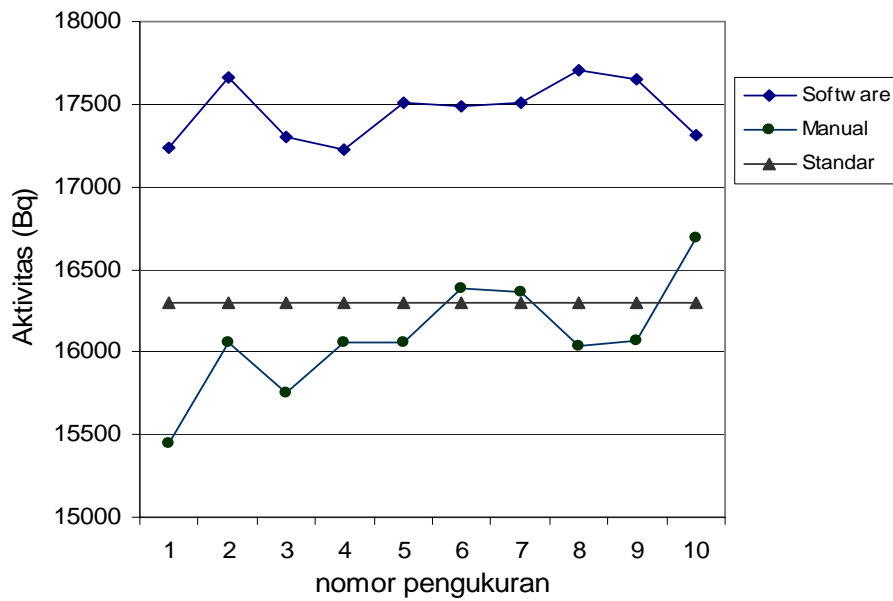
Gambar.1 Aktivitas perhitungan *software* dan perhitungan *manual* untuk cacahan *Whole Body* dengan sumber standar Cs-137 = 19.300 Bq

Tabel 3. Aktivitas hasil perhitungan *software* dengan aktivitas sampel standar Co-60 = 16.300 Bq

No. Pengukuran	Aktivitas terhitung ( Bq)	Ketelitian Alat (%)	Kesalahan Alat (%)
1.	17.236	94,26	+ 5,74
2.	17.664	91,66	+ 8,34
3.	17.299	93,87	+ 6,13
4.	17.224	94,33	+ 5,67
5.	17.509	92,58	+ 7,42
6.	17.484	92,74	+ 7,26
7.	17.507	92,59	+ 7,41
8.	17.707	91,37	+ 8,63
9.	17.648	91,73	+ 8,27
10.	17.314	93,78	+ 6,22
<b>Rerata</b>	<b>17.459</b>	<b>92,89</b>	<b>7,11</b>

Tabel 4. Aktivitas hasil perhitungan *manual* dengan aktivitas sampel standar Co-60 = 16.300 Bq

No. pengukuran	Aktivitas terhitung ( Bq )	Ketelitian Alat (%)	Kesalahan Alat (%)
1.	15.444	94,75	- 5,25
2.	16.060	98,53	- 1,47
3.	15.752	96,64	- 3,36
4.	16.060	98,53	- 1,47
5.	16.060	98,53	- 1,47
6.	16.382	99,48	+ 0,52
7.	16.368	99,58	+ 0,42
8.	16.032	98,36	- 1,64
9.	16.074	98,62	- 1,38
10.	16.690	97,66	- 2,34
<b>Rerata</b>	<b>16.092</b>	<b>98,07</b>	<b>1,93</b>



Gambar 2. Aktivitas perhitungannya *software* dan perhitungannya *manual* untuk cacahan *Whole Body* dengan sumber standar  $Co-60 = 16.300 \text{ Bq}$

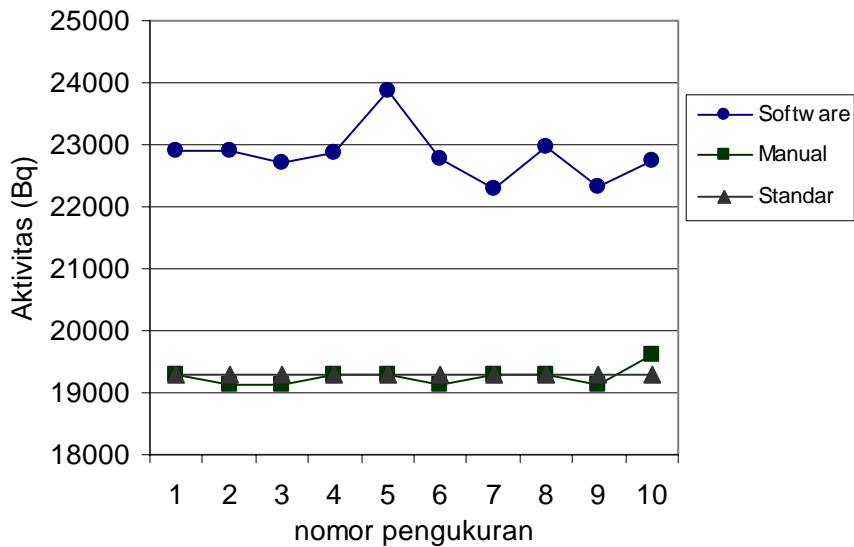
2. Hasil perhitungannya aktivitas sampel untuk cacahan *Lung* menggunakan 2 metode dapat dilihat pada tabel di bawah ini :

Tabel.5. Aktivitas hasil perhitungannya *software* dengan aktivitas sampel sampel standar  $Cs-137 = 19300 \text{ Bq}$

No. pengukuran	Aktivitas terhitung ( Bq )	Ketelitian Alat ( % )	Kesalahan Alat ( % )
1.	22.915	81,27	+ 18,73
2.	22.915	81,27	+ 18,73
3.	22.716	82,30	+ 17,70
4.	22.863	81,54	+ 18,46
5.	23.287	79,34	+ 20,66
6.	22.764	82,05	+ 17,95
7.	22.305	84,43	+ 15,57
8.	22.953	81,07	+ 18,93
9.	22.321	84,35	+ 15,65
10.	22.739	82,18	+ 17,82
<b>Rerata</b>	<b>22.835</b>	<b>81,98</b>	<b>18,02</b>

Tabel.6. Aktivitas hasil *perhitungan manual* dengan aktivitas sampel standar Cs-137 = 19.300 Bq

No. pengukuran	Aktivitas terhitung ( Bq )	Ketelitian Alat (%)	Kesalahan Alat (%)
1.	19.303	100	0
2.	19.140	99,2	- 0,8
3.	19.140	99,2	- 0,8
4.	19.303	0	0
5.	19.303	0	0
6.	19.140	99,2	- 0,8
7.	19.303	0	0
8.	19.303	0	0
9.	19.140	99,2	- 0,8
10.	19.627	98,3	+ 1,7
<b>Rerata</b>	<b>19.270</b>	<b>99,51</b>	<b>0,49</b>



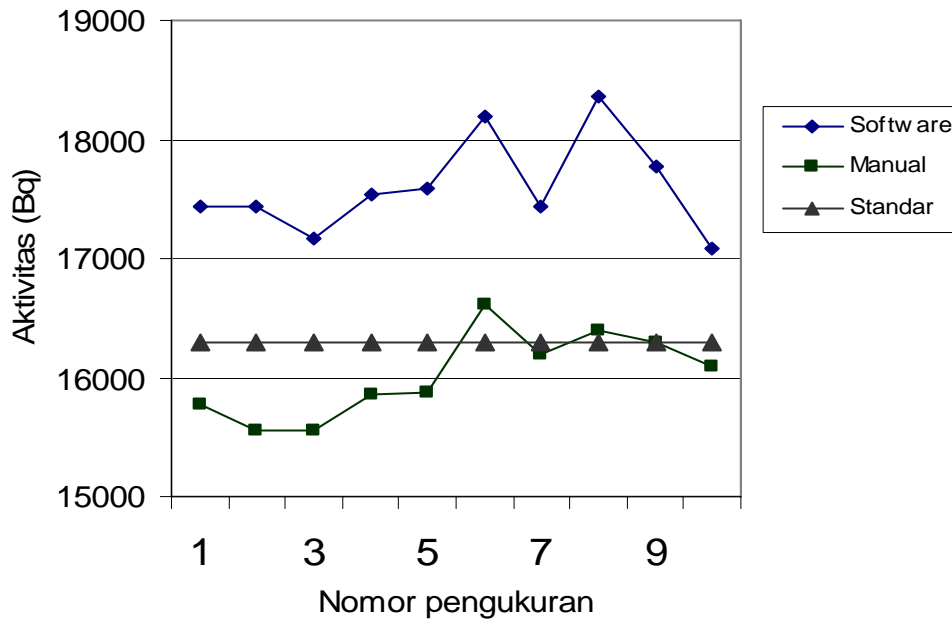
Gambar 3. Aktivitas perhitungan *software* dan perhitungan *manual* untuk cacahan *Lung* dengan sumber standar Cs-137 = 19.300 Bq

Tabel.7 Aktivitas terhitung hasil perhitungan *software* dengan aktivitas sampel standar Co-60 = 16.300 Bq

No. pengukuran	Aktivitas terhitung ( Bq )	Ketelitian Alat ( % )	Kesalahan Alat ( % )
1.	17.434	93,04	+ 6,96
2.	17.434	93,04	+ 6,96
3.	17.160	94,72	+ 5,28
4.	17.533	92,44	+ 7,56
5.	17.594	92,06	+ 7,94
6.	18.197	89,36	+ 11,64
7.	17.437	93,03	+ 6,97
8.	18.367	87,32	+ 12,68
9.	17.766	91,01	+ 8,99
10.	17.648	92,28	+ 7,72
<b>Rerata</b>	<b>17.657</b>	<b>91,73</b>	<b>8,27</b>

Tabel 8. Aktivitas hasil perhitungan *manual* dengan aktivitas sampel standar Co-60 = 16.300 Bq

No. pengukuran	Aktivitas terhitung ( Bq )	Ketelitian Alat ( % )	Kesalahan Alat ( % )
1.	15.770	96,75	- 3,25
2.	15.560	95,45	- 4,55
3.	15.560	95,45	- 4,55
4.	15.860	97,31	- 2,69
5.	15.870	97,38	- 2,62
6.	16.620	98,02	+ 1,98
7.	16.190	99,35	- 0,65
8.	16.400	99,39	+ 0,61
9.	16.300	100	0
10.	16.090	98,68	- 1,32
<b>Rerata</b>	<b>16.022</b>	<b>97,77</b>	<b>2,23</b>



Gambar 4. Aktivitas perhitungan *software* dan perhitungan *manual* untuk cacahan *Lung* dengan sumber standar Co-60 = 16.300 Bq

Dari Tabel 1, 3, 5 dan 7 terlihat bahwa aktivitas hasil perhitungan *software* selalu lebih besar dari pada aktivitas sampel yang dicacah, hal ini kemungkinan disebabkan adanya kesalahan pada parameter pada *software* yang digunakan untuk menganalisa *spektrum* hasil pencacahan sehingga masih diperlukan penyempurnaan *software* dan sampai sekarang penulis belum mengetahui penyebabnya secara pasti. Dari Tabel 1, 3, 5 dan 7 juga terlihat bahwa ketelitian alat semakin naik sesuai dengan kenaikan energi dari sampel yang dicacah. Untuk cacahan *Whole Body* dengan sampel standar Cs-137 tingkat

ketelitiannya 83,95% dan untuk sampel standar Co-60 tingkat ketelitiannya 92,79%. Sedangkan untuk cacahan *Lung* dengan sampel standar Cs-137 tingkat ketelitiannya 81,98% dan untuk sampel standar Co-60 tingkat ketelitiannya 91,73%, hal ini disebabkan karena karakteristik dari detektor NaI (TI) yaitu banyak sumbangan *noise* untuk energi rendah sehingga akan mengakibatkan kenaikan aktivitas cacahan untuk energi rendah sehingga kesalahannya menjadi besar. Dari Table 3 terlihat bahwa aktivitas sampel hasil perhitungan *software* nilainya hampir sama (stabil), sehingga dapat dikatakan alat WBC tingkat

kestabilannya baik. Pada Tabel 2, 4, 6 dan 8 terlihat bahwa aktivitas sampel dengan perhitungan *manual* cukup teliti dengan tingkat ketelitian di atas 97 %, hal ini menunjukkan bahwa perhitungan *manual* lebih teliti daripada perhitungan *software*. Jadi masih diperlukan penyempurnaan *software* agar dapat dipergunakan untuk analisa data dengan baik.

Hasil rerata ketelitian alat untuk sampel standar Cs-137 untuk cacahan *Whole Body* dengan perhitungan *software* 83,85% dan perhitungan *manual* 97,90% dan untuk sampel standar Co-60 dengan perhitungan *software* 92,79% dan perhitungan *manual* 98,07%. Sedangkan untuk pencacahan *Lung* dengan sampel standar Cs-137 dengan perhitungan *software* 81,89% dan perhitungan *manual* 99,51% dan untuk sampel standar Co-60 dengan perhitungan *software* 91,73% dan perhitungan *manual* 98,30%. Berdasarkan pada teori bila kesalahan alat *External Counting* antara 20% samapai 50% maka alat WBC dikatakan cukup teliti karena kesalahan alat dengan perhitungan program < 20%.

## V. KESIMPULAN

Tingkat ketelitian alat WBC model 2260 Accuscan Canberra secara *nisbi* untuk cacahan *Whole Body* dengan sampel standar Cs-137 menggunakan perhitungan *software* 83,85% dan *manual* 97,90% dan sampel standar Co-60 dengan perhitungan *software* 92,79% dan *manual* 98,07% sedangkan untuk cacahan *Lung* dengan sampel standar Cs-137 dengan perhitungan *software* 81,89% dan *manual* 99,51%, dan untuk sampel standar Co-60 dengan perhitungan *software* 91,73% dan *manual* 98,30%. Alat ini cukup teliti dengan tingkat ketelitiannya > 80%. Perhitungan aktivitas secara *manual* lebih teliti daripada perhitungan secara *software*.

## DAFTAR PUSTAKA

1. International Atomic Energy Agency, Direct Methods for Measuring Radionuclides in the Human Body. Safety Practice, Safety Series No.114. IAEA, Vienna, 1996.
2. MIZUSHITA, S., General Aspect of Internal Dosimetry, Journal of Nuclear Science and Technology No.25, 1989.

3. SUSETYO, W., Spektrometri Gamma, Gadjah Mada University Press, 1988.
4. CANBERRA, Accuscan Whole Body Counter Operator's Manual, Canberra Industries, 1990.

**Tanya Jawab :**

**1. Penanya : Maskur  
(PRR-BATAN)**

**Pertanyaan :**

1. Mengapa ketelitian alat dibandingkan antara perhitungan *software* dan *manual* jauh berbeda? Apakah parameter yang dihitung dengan kedua cara tersebut berbeda? Kalau berbeda cara mana yang dapat dijadikan acuan karena *software* dibuat tujuannya untuk mempermudah hitungan *manual* dan seharusnya hasilnya sama, mohon penjelasan ?

**Jawaban : Sugiyana  
(PTKMR – BATAN)**

1. Banyak sekali parameter yang harus dimasukkan ke dalam perhitungan *software*. Mungkin masih ada parameter yang kurang tepat dalam *software*. Yang dijadikan acuan perhitungan yaitu dengan cara *manual* karena hasilnya sangat tepat.

**1. Penanya : Sri Inang Sunaryati  
(PRR-BATAN)**

**Pertanyaan :**

1. Menurut saudara manakah yang lebih baik untuk menilai ketelitian dari alat WBC dengan *software* apa *manual*?
2. Setelah penelitian ini dilakukan apakah alat WBC sudah dapat digunakan?

**Jawaban : Sugiyana  
(PTKMR – BATAN)**

1. Dengan *manual*, tetapi harus melakukan perhitungan setelah pengukuran.
2. Alat WBC di PTKMR sudah siap digunakan untuk mengetahui jenis radionuklida dan aktivitasnya, sedang perhitungan dosis dengan *software* sampai sekarang belum dapat dilakukan.

**2. Penanya : Anna Roselina  
(PRR-BATAN)**

**Pertanyaan :**

1. Bagaimana pengukuran yang tepat dengan alat WBC bagi pekerja radiasi? Apakah langsung setelah bekerja?
2. Radiasi apa saja yang dapat diketahui?

**Jawaban : Sugiyana  
(PTKMR – BATAN)**

1. Pengukuran dengan WBC yang baik setelah pekerja radiasi bekerja dengan sumber radiasi terbuka (langsung).
2. Radiasi yang dapat diukur dengan WBC yaitu radiasi pemancar- $\gamma$ .

**3. Penanya : Muji Wiyono  
(PTKMR-BATAN)**

**Pertanyaan :**

1. Kenapa kesalahan alat sama dengan nol, apakah artinya alat tersebut sangat sempurna sehingga tidak ada kesalahan?
2. Kenapa perhitungan *manual* mempunyai kesalahan yang lebih kecil dibanding perhitungan dengan *software*?



**Jawaban : Sugiyana  
(PTKMR – BATAN)**

1. Kesalahan alat sama dengan nol artinya alat sangat sempurna digunakan untuk pengukuran. Hal ini kemungkinan disebabkan stabilnya sistem peralatan WBC.
2. Karena penentuan *area* dari puncak yang muncul dalam spektrum dengan *manual* lebih tepat.

2. Dari pabrik tingkat ketelitiannya tidak diketahui, karena *manual* alat tidak ada.

**4. Penanya : Sudarsih  
(PRR-BATAN)**

**Pertanyaan :**

1. Pernahkah saudara membandingkan hasil dari alat WBC yang ada di PTPLR dengan yang ada di PTKMR?

**Jawaban : Sugiyana  
(PTKMR – BATAN)**

1. Belum, masih dalam rencana.

**5. Penanya : Ngatijo  
(PTBN-BATAN)**

**Pertanyaan :**

1. Apakah standar yang digunakan aktivitasnya sudah terkalibrasi?
2. Ketelitian alat hasil kalibrasi apakah telah sesuai dengan ketelitian alat dari spesifikasi pabrik?

**Jawaban : Sugiyana  
(PTKMR – BATAN)**

1. Sumber standar yang digunakan adalah buatan PTKMR, karena laboratorium sandardisasi PTKMR merupakan laboratorium standar nasional, jadi dapat dikatakan sudah terkalibrasi.

## KONTROL KINERJA SPEKTROMETER GAMMA MENGUNAKAN METODE *QUALITY CONTROL CHART*

Noviarty, Dian Anggraini dan Rosika Kriswarini  
Pusat Teknologi Bahan Bakar Nuklir-BATAN

### ABSTRAK

**KONTROL KINERJA SPEKTROMETER GAMMA MENGGUNAKAN METODE *QUALITY CONTROL CHART*.** Kontrol kinerja spektrometer gamma menggunakan metode *QC Chart* dilakukan dengan tujuan untuk memonitor keabsahan suatu hasil pengujian. *QC Chart* diperoleh dari hasil kalibrasi energi menggunakan bahan standar Co-60, pada dua puncak energi radiasi yaitu energi 1173,24 keV dan energi 1332,50 keV. Untuk melihat kestabilan pengukuran kalibrasi energi dilakukan dengan 3 kali pengulangan pengukuran dan dalam kurun waktu 3 bulan. Hasil pengukuran pada masing-masing puncak energi berupa nilai cacahan radiasi (intensitas radiasi) dan resolusi dituangkan dalam bentuk *QC Chart*. Dari *QC Chart* tersebut dapat disimpulkan bahwa kinerja spektrometer gamma masih cukup baik dilihat dari nilai *QC Chart* yang berada pada daerah batas yang dibolehkan yaitu di wilayah 1SD atau -1 SD. Sedangkan resolusi yang diberikan dapat diterima karena berada pada daerah yang dibolehkan yaitu antara 1,83 – 1,95.

Kata kunci ; Spektrometer Gamma, *Quality Control Chart*

### ABSTRACT

**PERFORMANCE CONTROL OF GAMMA SPECTROMETER BY QC CHART METHOD.** Performance control of gamma spectrometer by QC Chart method for test validation. Energy calibration is done by using standard material Co-60 at 1173.24 keV and 1332.50 keV energy peaks. The calibration observation was done three replications in three months. The measurements were recorded in radiation counting and resolution. The measurement values are then represented in QC Chart. The summary performance of gamma spectrometer was validated from the chart reading, i.e. the range of acceptance must be between 1 and -1 deviation standard. It was shown that the resolution measurement was acceptable that the value was about 1.83-1.95.

Key words; *Gamma Spectrometer, Quality Control Chart*

## I. PENDAHULUAN

Badan Tenaga Nuklir Nasional (BATAN) adalah salah satu lembaga pemerintah non departemen yang mempunyai tugas melaksanakan penelitian di bidang pengembangan dan pemanfaatan tenaga nuklir sesuai dengan peraturan perundang-undangan yang berlaku.

Bidang Pengembangan Radiometalurgi (BPR) adalah salah satu bidang di Pusat Teknologi Bahan Bakar Nuklir-BATAN merupakan fasilitas uji pasca iradiasi yang bertugas antara lain meneliti dan mengembangkan teknologi bahan bakar nuklir. Untuk menunjang penelitian tersebut diperlukan suatu alat yang dapat menganalisis radionuklida yang dihasilkan dari bahan bakar nuklir pasca

radiasi. Salah satu alat yang dapat digunakan untuk menganalisis radionuklida tersebut adalah alat Spektrometer Gamma EG & G ORTEC yang terdapat di laboratorium fisika kimia Pengembangan Teknologi Bahan Bakar Nuklir.

Spektrometer Gamma merupakan alat analisis yang digunakan untuk identifikasi radionuklida dengan cara mengamati spektrum karakteristik yang ditimbulkan oleh interaksi radiasi dengan materi detektor. Pada Spektrometer Gamma ini detektor yang digunakan adalah detektor HPGe. Detektor HPGe ini dapat berfungsi dengan baik sebagaimana yang diharapkan jika detektor senantiasa didinginkan sampai temperatur  $-196^{\circ}\text{C}$ , Pendinginan detektor ini sangat mempengaruhi umur detektor yang akan berdampak pada kinerja alat, sehingga detektor harus selalu berada dalam keadaan dingin. Proses pendinginan detektor dilakukan dalam dewar yang diisi dengan nitrogen cair setiap satu kali dalam satu minggu. Untuk melihat kinerja detektor berfungsi dengan baik sesuai dengan spesifikasi alat spektrometer gamma dimonitor melalui kegiatan kalibrasi alat. Kalibrasi alat dilakukan pada energi gamma dengan menggunakan sumber standar Co-60,

pada dua puncak energi yaitu energi 1173,24 keV dan energi 1332,50 keV<sup>[1,2]</sup>. Selanjutnya diamati besarnya intensitas radiasi (cacahan radiasi) dan resolusi yang dihasilkan sesuai dengan puncak energi yang telah ditentukan. Besarnya cacahan radiasi dan resolusi yang dihasilkan diamati dalam kurun waktu tertentu dan dituangkan dalam bentuk *QC Charts*.

*QC Charts* adalah merupakan suatu kontrol kerja yang digunakan dalam pengendalian mutu untuk memonitor keabsahan pengujian dan kalibrasi yang dilakukan pada sampel yang sama dalam kurun waktu tertentu.

Pada pembuatan *QC Charts* ini ada 4 garis penting yang dapat ditentukan yaitu melalui garis pusat sebagai nilai benar yang diperoleh dari pengukuran yang dilakukan berulang-ulang dalam kurun waktu tertentu, garis batas yang dibolehkan dibatasi pada nilai 1SD, garis batas peringatan (*warning limit*) pada nilai 2SD, garis batas tindak lanjut (*action limit*) pada nilai 3SD<sup>[3]</sup>

## II. TATA KERJA

### Bahan:

Sumber Standar Co-60 digunakan sebagai bahan untuk kalibrasi energi pada pembuatan *QC Charts*.

### **Peralatan:**

Spektrometer Gamma EG&G ORTEC digunakan sebagai alat ukur energi gamma.

### **Prosedur Percobaan**

#### **1. Penyiapan kondisi operasi**

Sebelum melakukan pengoperasian peralatan dilakukan pengkondisian ruangan dan peralatan sebagai berikut<sup>[4]</sup>:

- a. Kondisi ruangan : Suhu 21 °C, Humiditas 63 %.
- b. Dewar detektor telah terisi nitrogen cair paling lambat 7 jam sebelum operasi<sup>[4]</sup>.

#### **2. Pengoperasian**

Pengoperasian alat Spektrometer Gamma dilakukan dengan tahapan kerja sebagai berikut<sup>[4]</sup>:

- a. Tegangan tinggi dinaikkan secara perlahan hingga mencapai 2.8 kV dengan cara memutar tombol HV yang terletak pada panel *MCA (Multi Channel Analyzer)* secara perlahan.
- b. Lakukan kalibrasi peralatan menggunakan sumber standar Co-60, dengan lama cacahan 1000 detik.

- c. Masukkan nilai energi dari Co-60 yaitu energi 1173,24 keV dan Energi 1332,50 keV.
- d. Amati besarnya intensitas cacahan, *FWTM* dan *FWHM* yang dihasilkan pada *channel* energi 1173,24 keV dan *channel* energi 1332,50 keV.
- e. Kalibrasi dilakukan dengan 3 kali pengulangan dalam kurun waktu 3 bulan.
- e. Rekam data yang diberikan dalam peta *QC Charts*.

#### **3. Pembuatan QC Charts**

Pembuatan *QC charts* dilakukan dengan tahapan kerja sebagai berikut<sup>[3]</sup>

- a. Buat *QC Charts* dari data nilai rata-rata pengujian menggunakan metoda gamma spektrometri sebagai ordinat, dan waktu sebagai absis.
- b. Masukkan nilai rerata dari serangkaian pengujian (10 kali pengukuran) dan gunakan sebagai tengah dari bagan *QC Charts*, kemudian buat garis batas +1 SD, -1SD ; +2SD, -2SD dan +3SD, -3SD
- c. Analisis kinerja alat dengan mengamati sebaran data pada *QC Charts*

### III. HASIL DAN PEMBAHASAN

*QC Charts* adalah merupakan suatu kontrol kerja yang digunakan dalam pengendalian mutu untuk memonitor keabsahan pengujian dan kalibrasi yang dilakukan pada sampel yang sama dalam kurun waktu tertentu. Dari pengamatan kalibrasi energi gamma menggunakan

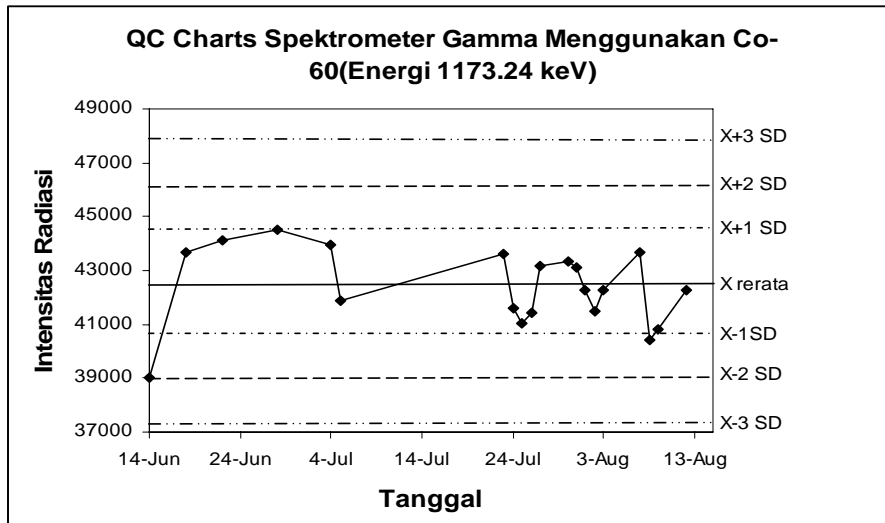
sumber standar Co-60, yang dilakukan pada dua puncak energi yaitu pada energi 1173,24 keV dan 1332,50 keV. diperoleh besarnya intensitas cacahan energi rata-rata dari 10 kali pengukuran sebesar 42484 untuk energi 1173,24 keV dan 447895. untuk energi 1332,50 keV seperti yang ditunjukkan dalam Tabel 1.

Tabel 1. Data Pengukuran intensitas energi Co-60

No.	Tanggal	Intensitas Energi	
		1173,24 keV	1332,50 keV
1.	14 Juni 2007	39036	43905
2.	18 Juni 2007	43671	49268
3.	22 Juni 2007	44143	49836
4.	28 Juni 2007	44501	49392
5.	4 Juli 2007	43928	49868
6.	5 Juli 2007	41865	46810
7.	23 Juli 2007	43602	49543
8.	24 Juli 2007	41616	47005
9.	25 Juli 2007	41023	46311
10.	26 Juli 2007	41456	47013
		rerata : 42484	rerata : 47895

Selanjutnya dilakukan pembuatan garis batas yang dibolehkan, garis batas peringatan dan garis tindakan. Kemudian besar intensitas cacahan yang diperoleh dari pengukuran Co-60 pada tanggal 14

Juni 2007 sampai dengan 13 Agustus 2007 dipetakan dalam *QC chart*, seperti yang ditunjukkan pada Gambar 1 dan Gambar 2.

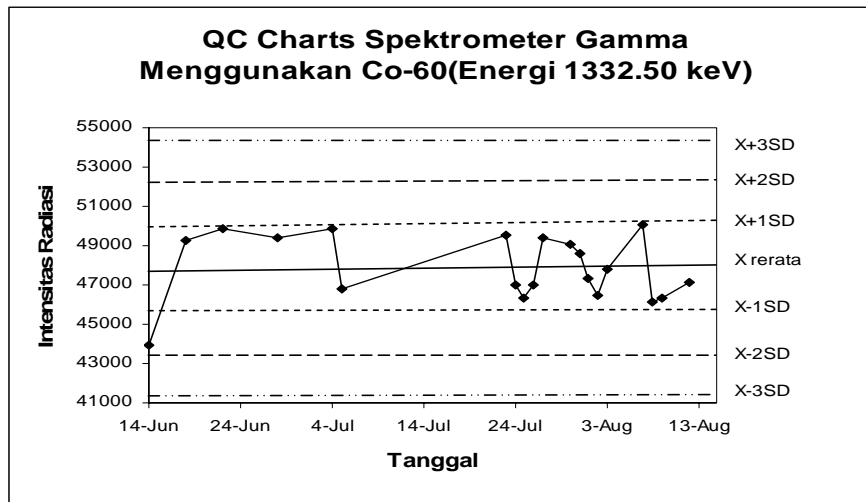


Gambar 1. QC Charts Spektrometer Gamma Energi 1173,24 keV

Pada Gambar-1 QC Charts cacahan intensitas energi 1173,24 keV terlihat bahwa titik-titik pengukuran masih berada pada daerah yang dibolehkan dan pada daerah garis batas yang dibolehkan yaitu pada daerah 1SD atau -1SD, demikian juga dengan intensitas cacahan pada energi 1332,50 keV yang ditunjukkan pada Gambar 2.

Nilai cacahan intensitas energi berada di daerah batas yang dibolehkan menunjukkan bahwa fungsi detektor cukup optimal, dan bila nilai cacahan berada

dalam daerah batas peringatan menunjukkan bahwa kerja detektor tidak optimal sehingga pengisian gas nitrogen perlu dilakukan, sedangkan jika berada di daerah batas tindakan menunjukkan bahwa fungsi detektor terganggu sehingga perlu tindakan perbaikan, namun tindakan perbaikan dilakukan bila 10 titik berada di daerah rerata yang sama<sup>[3]</sup>.



Gambar 2. QC Charts Spektrometer Gamma Energi 1332,50 keV

Selanjutnya dilakukan pengamatan resolusi dari alat spektrometer gamma. Resolusi ditentukan dari perbandingan antara *FWTM* (*Full Width at Tenth Maximum*) dan *FWHM* (*Full Width at Half*

*Maximum*) yang biasa disebut dengan *Gauss ratio*. Nilai *Gauss ratio* yang baik adalah berkisar antara 1,83 sampai dengan 2,00<sup>1,2]</sup>. Hasil pengamatan resolusi ditunjukkan dalam Tabel 2 dan Gambar 3.

Tabel 2. Data Pengukuran *FWTM* dan *FWHM* Standar Co-60

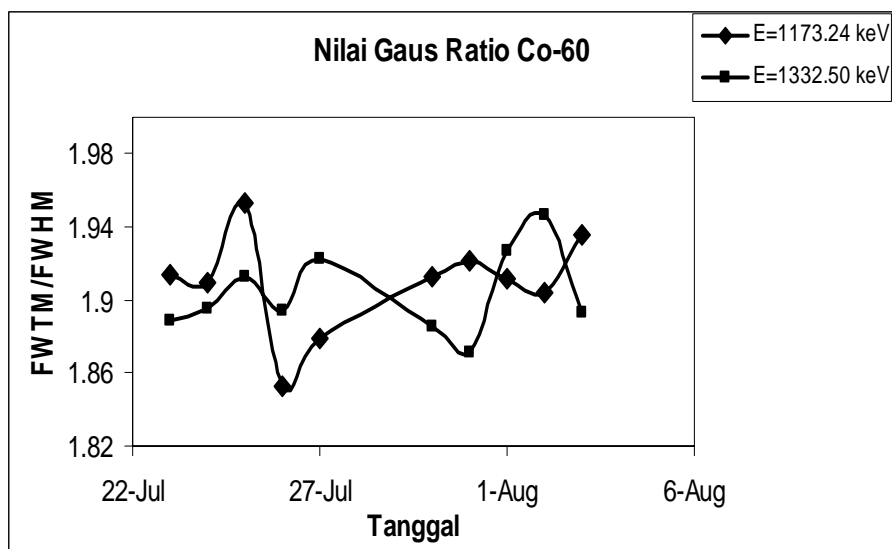
Tanggal	Energi 1173,24 keV			Energi 1332,50 keV		
	FWTM	FWHM	Gauss Ratio	FWHM	FWTM	Gauss Ratio
23-Jul	2.800	5.360	1.914	2.870	5.420	1.889
24-Jul	2.790	5.330	1.910	2.860	5.420	1.895
25-Jul	2.760	5.390	1.953	2.860	5.470	1.913
26-Jul	2.850	5.280	1.853	2.840	5.380	1.894
27-Jul	2.800	5.260	1.879	2.860	5.500	1.923
30-Jul	2.770	5.300	1.913	2.880	5.430	1.885
31-Jul	2.790	5.360	1.921	2.870	5.370	1.871
1-Aug	2.840	5.430	1.912	2.860	5.510	1.927
2-Aug	2.800	5.330	1.904	2.820	5.490	1.947
3-Aug	2.820	5.460	1.936	2.910	5.510	1.893

Pada Tabel 2 terlihat bahwa resolusi alat yang dihasilkan dinyatakan dalam *Gauss ratio* yaitu sekitar 1,83 sampai dengan 1,95. Nilai *Gauss ratio* yang dibolehkan yaitu antara 1,83 sampai dengan 2,00, seperti yang ditunjukkan

dalam Gambar-3 *Gauss Ratio* Co-60 bahwa nilai *Gauss ratio* yang diberikan masih berada pada daerah pengukuran yang dibolehkan. Sehingga keabsahan pengukuran dapat diterima. Nilai resolusi ini akan berpengaruh kepada hasil

pengukuran. Jika nilai resolusi tidak terpenuhi maka akan terjadi kesalahan pengukuran, karena resolusi merupakan kemampuan suatu sistem untuk membedakan dua puncak energi yang

berdekatan. Hasil resolusi yang tidak baik memberikan indikasi bahwa adanya *noise* yang berasal dari detektor dan mengganggu pengukuran<sup>1,2]</sup>.



Gambar 3. Gauss Ratio pengukuran Co-60

#### IV. KESIMPULAN

Pada pelaksanaan kontrol kinerja spektrometer gamma menggunakan *QC Charts* dapat disimpulkan bahwa pengukuran yang dilakukan dapat diterima dilihat dari nilai *QC Charts* yang berada pada daerah batas yang dibolehkan yaitu pada daerah 1SD atau -1 SD. Sedangkan resolusi yang diberikan juga dapat diterima karena berada pada daerah yang dibolehkan yaitu 1,83 – 1,95.

#### SARAN

Untuk memonitor keabsahan pengukuran pengujian maka sebaiknya kontrol kerja dengan menggunakan *QC Charts* dilakukan secara terus menerus secara periodik.

#### DAFTAR PUSTAKA

1. HENDRIYANTO H.T., “*Spektrometri Gamma*”, Pelatihan Penyelia Laboratorium Analisis Aktivasi Neutron, Pusdiklat BATAN, 2003



2. WIBOWO, L.N, "Analisis Perperforma Spektrometer Gamma EG&G ORTEC". Urania Buletin Triwulan Daur Bahan Bakar Nuklir ISSN 0852-4777 Vol.12 No.1 Januari 2006
3. PUDJIASTUTI, U., "Pengendalian Mutu untuk laboratorium sesuai ISO/IEC 17025- 2005 " Jakarta 2005
4. ANONIM, "Operator's Manual Spectrometer Gamma EG & G ORTEC ", Tennessee, USA.

**Tanya Jawab :**

**1. Penanya : Pratiti MF.  
(PRR -BATAN)**

**Pertanyaan :**

1. Kenapa kontrol kinerja menggunakan bahan standar Co-60 yang hanya mempunyai 2 puncak energi, sementara ada bahan standar lain misal Ba-133 yang mempunyai 4 puncak energi?
2. Apakah pernah dicoba dengan menggunakan standar tersebut dan bagaimana hasil terhadap *control chart*nya?

**Jawaban : Noviarthy  
(PTBN – BATAN)**

1. Untuk melakukan kalibrasi energi cukup dilakukan pada 2 titik energi, karena ini hanya untuk mengkalibrasi alat dan melihat unjuk kerja alat tersebut pada daerah energi tersebut. Bisa digunakan standar lain seperti Eu-152 atau standar lainnya.
2. Selama ini belum.

**2. Penanya : Nazaroh  
(PTKMR -BATAN)**

**Pertanyaan :**

1. Apakah untuk menentukan *QC Charts* harus menggunakan Co-60, apakah tidak bisa digunakan Co-57 atau sumber standar yang lain yang energinya rendah?
2. Apakah kerugiannya bila menggunakan sumber standar selain dari Co-60 untuk *QC Charts*?

**Jawaban : Noviarthy  
(PTBN – BATAN)**

1. Tidak, bisa juga menggunakan standar lain.
2. Tidak ada kerugiannya, bisa saja dilakukan.

**3. Penanya : Yayan Tahyan  
(PRR -BATAN)**

**Pertanyaan :**

1. Kenapa sumber stanadar hanya dipakai Co-60 energi 1173 dan 1332 keV, sedangkan dalam pengukuran MCA sebenarnya akan dijumpai energi yang rendah? Apakah dilakukan juga pengukuran *QC Charts* untuk energi rendah seperti Co-57 atau Ba-133?
2. Berapa lama data *QC Charts* tersebut berlaku?

**Jawaban : Noviarthy  
(PTBN – BATAN)**

1. Kita dapat menggunakan sumber standar lain tergantung dari sampel yang akan diukur, tetapi di pusat kami sering digunakan untuk mengukur uranium yang mempunyai energi cukup dikalibrasi dengan standar Co-60.

2. *QC Cahrts* dapat diberlakukan sampai adanya tindakan action limit, jadi setelah dilakukan tindakan perbaikan maka *QC Cahrts* diperbaiki.

**4. Penanya : Wahyudi  
( PTKMR-BATAN)**

**Pertanyaan :**

1. Selama pengukuran ada peluruhan, bagaimana dengan pengaruhnya terhadap *QC Charts*?
2. FWHM adalah lebar setengah dari tinggi puncak, sedangkan FWTM adalah lebar sepersepuluh tinggi puncak, sehingga data  $FWHM < FWTM$ , Bagaimana dengan data di Tabel *QC Charts*?

**Jawaban : Noviarthy  
(PTBN – BATAN)**

1. Pembuatan *QC Charts* menggunakan sumber standar yang waktu peluruhannya panjang. Jika untuk melakukan pengukuran suatu sampel, kita membuat sumber standar baru untuk pembuatan kurva kalibrasi standar.
2. Perhitungan *Gauss Ratio* dilakukan dengan menggunakan perbandingan FWHM dan FWTM, sehingga FWHM dibagi FWTM berkisar 1,83 sampai 2,00. Nilai *Gauss Ratio* menggambarkan nilai resolusi yang dipengaruhi oleh kinerja detektor.

## AKURASI PENENTUAN KADAR TRITIUM ( $^3\text{H}$ ) DALAM URIN MENGUNAKAN INDIKATOR *QUENCHING* (PEMADAM) *tSIE*

Elistina

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi - BATAN

### ABSTRAK

**AKURASI PENENTUAN KADAR TRITIUM ( $^3\text{H}$ ) DALAM URIN MENGGUNAKAN INDIKATOR PEMADAM *tSIE*.** Akurasi penentuan kadar Tritium dalam urin dilakukan dengan mencacah sampel urin menggunakan alat *LSA 2550 TR/LL Tri Carb Packard* untuk memperoleh nilai aktivitas sampel dalam peluruhan per menit (*dpm*). Nilai *dpm* yang akurat dapat diperoleh dari sampel-sampel dengan nilai *tSIE* rendah. *tSIE* merupakan interaksi antara radioaktivitas dari sumber eksternal dan skintilator dalam vial sampel untuk menentukan tingkat *quenching* (pemadam). Berkurangnya jumlah foton yang dihasilkan karena adanya pemadam dapat mempengaruhi efisiensi pencacahan sehingga perlu menaikkan efisiensi pencacahan menggunakan parameter indikator pemadam *tSIE*. Sumber standar dicacah untuk memperoleh kurva standar dengan variasi pemadam lalu efisiensi tiap sampel dihitung dan selanjutnya digunakan untuk menghitung nilai aktivitas (*dpm*) yang sebenarnya dalam sampel. Tritium merupakan salah satu radioaktif yang berbahaya bagi kesehatan terutama pada pekerja di reaktor sehingga perlu dipantau kesehatannya secara rutin dengan menentukan kadar Tritium dalam urin. Aktivitas sampel urin yang telah ditentukan kadar Tritiumnya dibandingkan dengan aktivitas *2000 Radiotoxicological Intercomparisons* Procorad Perancis. Dari hasil penentuan kadar tritium dalam urin diperoleh nilai aktivitas dengan perhitungan statistik antara 1,11 % sampai dengan 5,87 %, sehingga dapat dikatakan hasil yang diperoleh cukup akurat dan masuk ke dalam batasan yang telah ditetapkan pada interkomparasi radiotoksik 2000.

Kata kunci: kadar Tritium, urin, *tSIE* dan *LSA 2550 TR/LL Tri Carb Packard*

### ABSTRACT

**ACCURACY OF DETERMINATION OF TRITIUM ( $^3\text{H}$ ) AMOUNT IN URINE USING *tSIE* QUENCHING INDICATOR.** Accuracy of determination of tritium amount in urine had been done using *LSA 2550 TR/LL Tri Carb Packard* instrument to obtain activity value in the sample using *dpm* mode. The accurate of *dpm* value is obtained from samples with low *tSIE* value. *tSIE* represent interaction between radioactivity from external source and scintillation in sample vial to determine *quench* level. Decreasing of amount of photon yield caused by *quenching* can influence counting efficiency so that require to increase counting efficiency using *quenching* indicator parameter of *tSIE*. Source of standard was counted to obtain standard curve versus *quench* variance and then efficiency of each sample counted and used to calculate of true activity value (*dpm*) in samples. Tritium represent one of dangerous radioactive for health especially of reactor worker so that the status of health of all workers should be monitored routinely by determination of tritium content in urine. The activity of urine samples was determined the tritium amount compare by the activity of *2000 Radiotoxicological Intercomparison* Procorad France. The results of determination of tritium content in urine was obtained activity value from statistical calculation between 1.11 % to 5.87 %, so that the result obtained was accurate and in range which have been specified at 2000 radiotoxicological intercomparison.

Key words: Tritium amount, urine, *tSIE* and *LSA 2550 TR/LL Tri Carb Packard*

## I. PENDAHULUAN

Analisis urin hasil proses ekskresi banyak digunakan untuk menentukan pengendapan zat radioaktif di dalam tubuh dan radioaktif yang mudah berpindah (*transportable*). Jika suatu zat radioaktif mencapai aliran darah, sejumlah kecil zat radioaktif tersebut akan mengendap dalam berbagai organ tubuh dan sisanya akan diekskresikan terutama melalui urin. Karakteristik zat radioaktif ini sangat tergantung pada radioaktivitas zat yang masuk ke dalam tubuh seperti tritium yang sangat mudah bercampur dengan cairan tubuh dan akan terakumulasi di dalam tubuh serta lebih banyak dikeluarkan melalui urin. Pengumpulan sampel urin dilakukan setiap ekskresi selama 24 jam dan apabila hasil cacahan yang diperoleh melebihi hasil cacah latar maka hal ini menandakan telah terjadi kontaminasi interna<sup>[1][2]</sup>.

Tritium yang masuk ke dalam tubuh melalui mulut dapat diasumsikan secara utuh langsung terserap ke dalam sistem pencernaan dan bercampur cepat dengan cairan yang ada di dalam tubuh dan dapat diketahui konsentrasinya dalam keringat, air liur, urin, maupun darah. Tritium yang masuk ke dalam tubuh melalui hidung biasanya berupa udara di atmosfer yang terkontaminasi oleh oksida

Tritium (*tritiated water/HTO*) besarnya dosis ekivalen yang diterima dapat mengendap di dalam paru-paru selama bertahun-tahun selain itu Tritium dapat juga masuk ke dalam tubuh melalui kulit akibat luka.

Berbagai data hasil penelitian menyatakan adanya indikasi Tritium yang mengendap di dalam tubuh, maka disarankan nilai retensi ini dapat dihitung dengan fungsi eksponensial<sup>[2]</sup> :

$$\sum_{i=1}^3 a_i \exp(-0,693 t/T_i) \dots\dots (1)$$

dengan  $T_1 = 6 - 18$  hari,  $T_2 = 21 - 34$  hari dan  $T_3 = 250 - 550$  hari. Kombinasi antara nilai  $a_2 + a_3$  lebih kecil dibandingkan dengan nilai  $a_1$  yang hanya berkontribusi 10 % dari dosis total. Sehingga dapat diasumsikan bahwa retensi dari *tritiated water (HTO)* dapat dihitung melalui fungsi eksponensial tunggal dengan waktu paro biologi 10 hari, yaitu :  $\exp(-0,693 t/10)$ . Total volume air di dalam tubuh adalah 42.000 ml dan konsentrasi Tritium dalam urin diasumsikan sama dengan total air yang ada di dalam tubuh.

$$C_u(t) = \frac{1}{42.000} \exp(-0,693 t/T_i) \dots (2)$$

Setiap kenaikan volume cairan yang masuk ke dalam tubuh (3 – 4 L/hari) akan

mengurangi waktu paruh biologi dengan faktor 2 atau 3<sup>[3]</sup>.

Tritium ( $^3\text{H}$ ) adalah isotop hidrogen yang terberat dan bersifat radioaktif, meluruh menjadi helium ( $^3\text{He}$ ) dengan memancarkan energi beta murni ( $E_{\text{max}} = 18,6 \text{ keV}$ ) dan mempunyai waktu paro 12,26 tahun, sedangkan isotop hidrogen lainnya seperti protium ( $^1\text{H}$ ) dan deuterium ( $^2\text{H}$ ) bersifat stabil<sup>[4]</sup>. Tritium dapat terbentuk dari dua sumber, yaitu sumber alami dan buatan. Sumber alami berasal dari sinar kosmik sedangkan buatan berasal dari kegiatan di reaktor nuklir seperti reaktor air dengan tekanan tinggi maupun reaktor fisi nuklir. Tritium dapat dianalisa melalui beberapa cara, diantaranya ; air berat murni (*virgin heavy water*), sampel urin, air berat reaktor (*heavy water reactor*), cairan limbah reaktor dan sampel lingkungan. Tritium yang berasal dari sumber buatan perlu mendapat perhatian khusus karena dapat mengganggu kesehatan dan lingkungan terutama pada pekerja radiasi di reaktor<sup>[5]</sup>. Melihat bahaya Tritium yang begitu besar bagi kesehatan maka perlu dilakukan pemantauan kesehatan pekerja radiasi dengan menentukan kadar Tritium dalam urin.

Alat yang digunakan untuk menentukan kadar tritium adalah pencacah beta. *Liquid Scintillation*

*Analyzer (LSA)* adalah sistem spektroskopi yang banyak digunakan untuk penentuan radioaktif pemancar beta murni, pemancar beta-gamma, tangkapan elektron gamma maupun radiasi *Cerenkov*. Akan tetapi *LSA* paling populer untuk menentukan kadar suatu radioaktif pemancar beta dengan energi rendah karena mempunyai sensitifitas dan efisiensi yang baik. Pencacah kelip cair (*Liquid Scintillation Analyzer*) adalah alat cacah yang prinsip kerjanya berdasarkan pada proses pembentukan kelipan cahaya atau skintilasi bahan-bahan organik yang juga berguna sebagai detektor. Bahan yang digunakan sebagai skintilator dalam teknik kelip cair ini adalah campuran beberapa zat organik yang juga disebut sintilasi cair (*cocktail*). Sebelum dilakukan pencacahan, sampel radioaktif harus dilarutkan dalam sintilator cair. *Vial* yang berisi sampel radioaktif dicampur dengan skintilasi dan dikocok sampai homogen kemudian diletakkan diantara dua tabung pelipat ganda foton yang mampu memberi respon apabila menangkap cahaya dari proses sintilasi yang mempunyai rangkaian koinsidensi untuk mendeteksi foton yang keluar dan juga ada beberapa proses yang dapat menyebabkan berkurangnya jumlah foton yang dihasilkan karena adanya *quenching*

(pemadam) sehingga dapat mempengaruhi efisiensi pencacahan. Untuk mendapatkan hasil cacahan yang akurat maka perlu menaikkan efisiensi pencacahan. Berkurangnya jumlah foton yang dihasilkan dapat menyebabkan laju cacah berkurang dan akibatnya efisiensi pencacahan kecil ini terjadi karena adanya *quenching* (pemadam)<sup>[6]</sup>.

*Quenching* (pemadam) dibagi menjadi dua, yaitu ; pemadam kimia dan pemadam warna. Pemadam kimia terjadi sebelum skintilator memancarkan cahaya yang disebabkan ketidakmurnian sedangkan pemadam warna adalah penyerapan sinar tampak maupun UV yang dihasilkan pada proses skintilasi. Untuk meredam pemadam dan menaikkan efisiensi pencacahan maka diperlukan parameter indikator pemadam (*QIP*). *Quenching Indicator Parameter (QIP)* ini ada 2 macam yaitu *Spectral Index of the Sample (SIS)* dan *the transformed Spectral Index of the External Standard (tSIE)*. *SIS* merupakan interaksi antara radioaktivitas sampel dan sintilasi dalam vial sampel, sedangkan *tSIE* merupakan interaksi antara radioaktivitas dari sumber eksternal (<sup>133</sup>Ba) dan sintilasi dalam *vial* sampel untuk menentukan tingkat pemadam. Selama alat dikalibrasi, *tSIE* diatur pada skala 1.000 yang digunakan untuk

mengetahui kemurnian kalibrasi standar karbon 14 dan spektrum yang berasal dari sumber eksternal (<sup>133</sup>Ba). Nilai dpm yang akurat dapat ditentukan untuk sampel-sampel dengan nilai *tSIE* yang rendah. Pencacahan sampel tingkat rendah (*Low Level*) sebaiknya menggunakan indikator pemadam *tSIE* karena aktivitas yang diperoleh lebih akurat. Sumber standar dicacah untuk memperoleh kurva standar dengan variasi pemadam. Efisiensi masing-masing sampel standar dihitung dan kurva standar diplot sebagai % efisiensi versus jumlah pemadam (*tSIE*). Saat pencacahan berlangsung, jumlah pemadam ini dihitung dari sampel dan digunakan untuk interpolasi efisiensi pencacahan. Selanjutnya hasil efisiensi pencacahan digunakan untuk menghitung nilai aktivitas (dpm) yang sebenarnya dalam sampel. Hasil pencacahan kemudian diolah lebih lanjut dengan *ADC (Analog to Digital Converter)* dan *MCA (Multi Channel Analyzer)* sehingga ditampilkan sebagai spektrum dan besarnya cacahan dalam layar *monitor* dan tercetak di *printer*<sup>[6]</sup>.

Dalam makalah ini akan diuraikan hasil akurasi penentuan kadar tritium dalam sampel urin yang berasal dari sampel interkomparasi radiotoksik 2000 (*2000 radiotoxicological intercomparison*) Procorad Perancis dengan cara

mencacah sampel urin menggunakan LSA 2550 TR/LL Tri Carb Packard dan menggunakan indikator pemadam tSIE, selanjutnya hasil yang diperoleh dari pencacahan sampel digunakan untuk menghitung kadar Tritium (Bq/L) dalam urin dan perhitungan statistik pencacahan. Hasil akurasi penentuan kadar tritium yang diperoleh selanjutnya dibandingkan dengan hasil interkomparasi radiotoksik 2000 (2000 radiotoxicological intercomparison) Procorad Perancis.

## II. TATA KERJA

### Bahan dan peralatan

*Liquid Scintillation Analyzer* (LSA) 2550 TR/LL Tri Carb Packard, Packard Instrument Company Inc, a Canberra Company USA. Larutan standar kalibrasi (*unquenched*  $^{14}\text{C}$ ,  $^3\text{H}$  dan BKG), *unquenched standards*, No. seri 92 ( $^3\text{H}$ ) dan 94 ( $^{14}\text{C}$ ), No. Katalog 6008500, Packard Instrument B.V Chemical Operations, a Canberra Company Netherland (1992). Larutan sumber standar  $^3\text{H}$ , 10 buah (*quenched standards*) dengan aktivitas 263.500 dpm pada tanggal 8 Oktober 1993, No. seri 23, No. Katalog 6008501, Packard Instrument B.V Chemical Operations, a Canberra Company Netherland (1993). Vial gelas, 20 ml, *silica glass* rendah  $^{40}\text{K}$ .

Sintilator *ultima gold*, No. Katalog 6013324, Packard Instrument B.V Chemical Operations, a Canberra Company Netherland. Sampel urin {Sampel A, tritium *spiked* (antara  $1.10^3$  sampai  $2.10^3$ ) Bq/L, sampel B tritium *spiked* (antara  $5.10^3$  sampai  $1.10^4$ ) Bq/L, sampel C tritium *spiked* (kurang dari  $7.10^4$  Bq/L), sampel D tritium *spiked* (kurang dari  $7.10^4$ ) Bq/L, dan sampel E tritium *spiked* (antara  $1.10^4$  sampai  $6.10^4$ ) Bq/L}. Mikropipet, 1 ml, No. Katalog 811.1000, Socorex Swiss. Dispenser, 20 ml, No. Katalog 521.020, Socorex Swiss.

### Persiapan sampel

Vial disiapkan dan diberi tanda pada tutupnya. Untuk cacah latar (*background*) disiapkan vial yang diisi skintilator sebanyak 15 ml. Sampel urin diambil sebanyak 200  $\mu\text{L}$  ( $2.10^{-4}$  L) lalu dimasukkan ke dalam vial. 15 ml skintilator ditambahkan ke dalam vial sampel urin lalu dikocok sampai homogen. Dengan cara yang sama dibuat untuk 5 sampel  $^3\text{H}$ .

### Pengukuran

Alat dikalibrasi menggunakan larutan standar kalibrasi sesuai dengan instruksi kerja alat sampai kemudian diperoleh hasil bahwa alat sudah terkalibrasi dengan keluar tulisan yang

tercetak (*system normalized*). Larutan sumber standar  $^3\text{H}$  disusun dalam *cassette holder* sesuai dengan nomor urut yang tertera di atas *vial* lalu dicacah mengikuti instruksi kerja yang ada pada alat *LSA* hingga kurva standar Tritium yang diinginkan diperoleh (% Eff vs tSIE)<sup>[6]</sup>. Kondisi pengukuran diisi sesuai dengan petunjuk yang ada di alat. *Vial*, *vial BKG* dan sampel dimasukkan ke dalam *cassette holder* dan ditempatkan dalam posisi pencacahan. Tombol *START* ditekan dan ditunggu hingga pencacahan selesai dan hasilnya akan tercetak di kertas (*print out*).

### Perhitungan

Untuk menentukan kadar tritium yang terkandung dalam sampel urin biasanya dalam bentuk aktivitas. Satuan aktivitas adalah peluruhan per menit (*dpm*). Saat pencacahan dilakukan maka diperoleh hasil cacahan per menit (*cpm*). Hubungan antara hasil cacahan dan aktivitas suatu radioaktif dikenal dengan istilah efisiensi pencacahan.

$$\text{Efisiensi} = \frac{\text{Cpm}}{\text{Dpm}} \times 100\% \dots\dots\dots (3)$$

Karena yang akan ditentukan aktivitas tritium dalam satuan Bq/L maka hasil yang diperoleh dalam satuan *dpm* harus dikonversikan ke dalam satuan *dps* (Bq),

yaitu :  $1 \text{ dpm} = 1/60 \text{ dps}$  (Bq). Dari persamaan di atas dapat ditentukan aktivitas radioaktif dalam sampel dengan persamaan 2 dengan probabilitas  $\beta = 100\%$  :

$$\text{Aktivitas} = \frac{\text{Cpm}}{\text{Efisiensi}} \times 100\% \dots (4)$$

Perhitungan statistik pencacahan sampel radioaktif menggunakan *LSC* atau *LSA* (*Liquid Scintillation Analyzer*) merupakan perhitungan peluruhan yang sangat alami pada radioaktif untuk memancarkan partikel beta murni setiap waktu (*random decay*). Tidak diketahui kapan sebuah inti atom akan meluruh maka perhitungan statistik dapat menggambarkan perilaku meluruhnya sebuah radioaktif. Statistik yang digunakan di sini adalah menunjukkan kemungkinan sebuah cacahan dalam batasan yang telah ditetapkan. Hasil cacahan (*cpm/ dpm*) dapat ditunjukkan dalam nilai prosentase 2 sigma (%  $2\sigma$ ). Nilai ini didefinisikan sebagai tingkat kepercayaan 95,5 % (*95,5% confidence limit*), dengan persamaan sebagai berikut<sup>[4][6]</sup>:

$$\begin{aligned} \%2\sigma &= \frac{100 \times 2\sigma}{\text{Jumlah Cacahan}} \text{ atau} \\ \%2\sigma &= \frac{200}{\sqrt{\text{Jumlah cacahan}}} \end{aligned} \dots\dots(5)$$

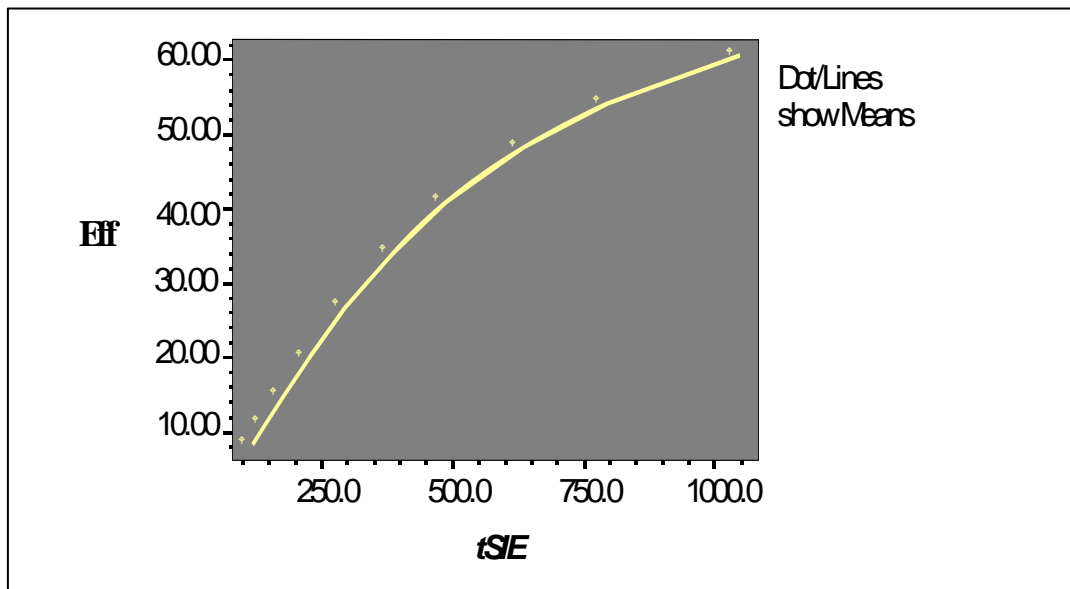


dengan :  
100 adalah probabilitas (%)  
 $\sigma$  adalah deviasi standar =  $\sqrt{\text{Jml cacahan}}$

### III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Kurva standar Tritium yang diperoleh dari pencacahan sumber standar dengan variasi pemadam digunakan untuk menghitung aktivitas sampel dalam satuan

peluruhan per menit (*dpm*) yang sebenarnya setelah pencacahan sampel selesai. Kurva standar di buat dengan cara memplotkan % efisiensi versus jumlah pemadam (*tSIE*) dan biasanya digunakan hanya satu kali untuk pencacahan sampel yang bersamaan. Kurva ini dapat dilihat pada Gambar 1



Gambar 1. Kurva standar tritium dengan variasi *quenching* (pemadam).

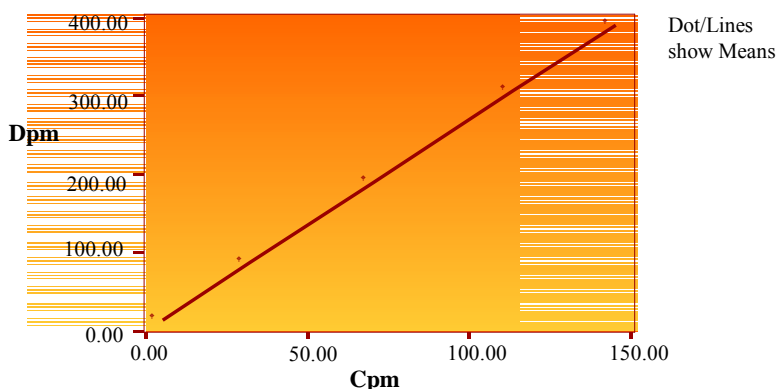
Setelah kurva standar Tritium dibuat maka hasil pencacahan sampel langsung diinterpolasi terhadap efisiensi pencacahan sehingga diperoleh aktivitas sampel dalam satuan peluruhan per menit (*dpm*) sebagai kurva yang baku untuk pencacahan sampel-sampel yang mengandung radioaktif tritium sehingga diperoleh hasil aktivitas yang akurat.

Pencacahan dilakukan sebanyak 5 kali kemudian dibuat hasil rerata, seperti yang terlihat pada Tabel 1 di bawah ini.

Hasil cacahan per menit yang diperoleh dari ke lima sampel seperti yang terlihat di Tabel 1 dapat dilihat juga dalam grafik di bawah ini berupa hubungan antara cacahan per menit (cpm) dan aktivitas (*dpm*).

Tabel 1. Hasil cacahan untuk cacah latar (BKG) dan sampel urin

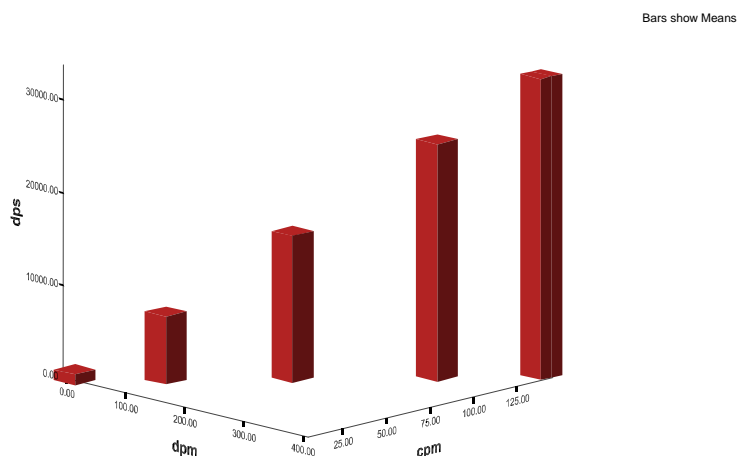
Jenis Sampel	Cacahan per Menit (cpm)	Aktivitas (dpm)	Keterangan (Sampel)
BKG	3,30	-	BKG
Sampel Urin	5,11	13,93	A
	32,30	88,06	B
	70,20	190,7	C
	113,42	308,13	D
	145,26	390,45	E



Gambar 2. Grafik hubungan antara cacahan per menit dan aktivitas

Aktivitas pada setiap sampel pada Tabel 1 kolom 3 yang telah dibuat rerata dihitung menggunakan persamaan (1) seperti yang terdapat pada Tabel 2 kolom 3. Hasil tersebut selanjutnya dikonversikan ke dalam satuan dps (Bq) setelah dibagi dengan volume sampel ( $200 \mu\text{L} = 2 \cdot 10^{-4} \text{ L}$ ) menjadi Bq/L dan hasil ini dapat terlihat pada Tabel 2 kolom 4. Aktivitas sampel dalam satuan Bq/L yang merupakan kadar Tritium di dalam sampel urin. Hasil ini juga

dapat dilihat dalam Grafik 3 di bawah ini. Untuk mendapatkan hasil yang lebih akurat maka perlu dilakukan perhitungan statistik pencacahan (% 2 sigma) dengan persamaan 2 dan hasil yang diperoleh terlihat pada tabel 2 kolom 5. Dengan perhitungan statistik tersebut diperoleh hasil antara 1,11 % sampai dengan 5,87 %, hal ini dapat dikatakan bahwa hasil pencacahan cukup akurat.



Grafik 3. Hubungan antara cacah per menit, desintegrasi per menit dan desintegrasi per detik.

Tabel 2. Kadar tritium dalam sampel urin (Bq/L)

Nama Sampel	Cacahan per menit (cpm)	Aktivitas (dpm)	Aktivitas (dps atau Bq/L)	Tingkat Kepercayaan (95,5 %)	Aktivitas ± T.K 95,5% (Bq/L)
Sampel A	5,11	13,93	1.160,50	5,87	1.160,50 ± 68,12
Sampel B	32,30	88,058	7.338,17	2,34	7.338,17 ± 171,71
Sampel C	70,20	190,70	15.891,67	1,59	15.891,67 ± 252,677
Sampel D	113,42	308,13	25.677,83	1,25	25.677,83 ± 320,97
Sampel E	145,26	390,45	32.537,83	1,11	32.537,83 ± 361,17

Kadar Tritium (Bq/L) yang diperoleh pada Tabel 2 kolom 6 di atas selanjutnya dibandingkan terhadap hasil interkomparasi dan ternyata hasil tersebut masih berada dalam batasan

yang telah ditetapkan sehingga dapat dikatakan bahwa hasil yang diperoleh cukup akurat, dapat dilihat pada Tabel 3 di bawah ini.

Tabel 3. Aktivitas sampel tritium yang ditentukan terhadap aktivitas interkomparasi.

Nama Sampel	Aktivitas $\pm$ T.K 95,5% (Bq/L)	Aktivitas Hasil Interkomparasi (Bq/L)
Sampel A	1.160,50 $\pm$ 68,12	1.000 – 2.000
Sampel B	7.338,17 $\pm$ 171,71	5.000 – 10.000
Sampel C	15.891,67 $\pm$ 252,677	< 70.000
Sampel D	25.677,83 $\pm$ 320,97	< 70.000
Sampel E	32.537,83 $\pm$ 361,17	10.000 – 60.000

#### IV. KESIMPULAN

Hasil penentuan kadar Tritium dalam sampel urin menggunakan LSC 2550 TR/LL Tri Carb Packard menggunakan indikator pemadam *tSIE* setelah dilakukan penghitungan statistik pencacahan diperoleh hasil 1,11 % sampai dengan 5,87 % sehingga kadar Tritium dalam sampel urin sebagai berikut : sampel A (1.160,50  $\pm$  68,12) Bq/L, sampel B (7.338,17  $\pm$  171,71) Bq/L, sampel C (15.891,67  $\pm$  252,677) Bq/L, sampel D (25.677,83  $\pm$  320,97) Bq/L dan sampel E (32.537,83  $\pm$  361,17) Bq/L, sehingga dapat dikatakan hasil yang diperoleh cukup akurat dan masuk ke dalam batasan yang telah ditetapkan pada interkomparasi radiotoksik 2000.

#### DAFTAR PUSTAKA

1. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, *Individual Monitoring for Intakes of Radionuclides by Workers: Design and Interpretation*, ICRP Publication No. 54, Pergamon Press, Oxford and New York (1988).
2. IAEA SAFETY REPORTS SERIES No. 18, *Indirect Methods for Assessing Intakes of Radionuclides Causing Occupational Exposure*, IAEA (2000).
3. NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS, *Use of Bioassay Procedures for Assessment of Internal Radionuclide Deposition*, NCRP Report No. 87, (1987).
4. KESSLER, J.M., *Liquid Scintillation Analysis (Science and Technology)*, Packard, A Canberra Company (1989).

5. IAEA Regional Training Course on ASSESSMENT OF OCCUPATIONAL EXPOSURE DUE TO INTAKES OF RADIO-NUCLIDES, Laboratory Practices Module VI.2/1, IAEA (2003).
6. A PACKARD., *Operation Manual Liquid Scintillation Analyzer Model 2550 TR/LL, Tri Carb*, Packard (1990).

**Tanya Jawab :**

**1. Penanya : Sudarsih  
(PRR - BATAN)**

**Pertanyaan :**

Apa efek tritium dalam tubuh bila ditinjau dari segi kesehatan dan apa kelebihan tritium sehingga dipilih untuk diteliti serta sampel tersebut apakah berasal dari karyawan reaktor Yogya, Bandung atau Serpong?

**Jawaban : Elistina  
(PTKMR – BATAN)**

1. Efek tritium terhadap kesehatan adalah tritium dapat merusak sel-sel jaringan tubuh karena tritium terbentuk dari hidrogen yang teroksidasi berupa HTO (*tritiated water*) yang merupakan senyawa oksida tritium yang paling mudah terbentuk. Tritium dapat masuk ke dalam tubuh melalui sistem pencernaan, pernapasan ataupun melalui luka dan terserap dengan cepat ke dalam aliran darah dan bercampur dengan cairan yang ada di dalam tubuh sehingga dapat merusak fungsi organ tubuh.

2. Tritium dipilih dalam tulisan ini karena tritium merupakan salah satu zat radioaktif pemancar beta energi rendah yang terbentuk dari hidrogen (air) yang dapat mengganggu kesehatan ataupun lingkungan. Efek yang diakibatkan bila seseorang terkontaminasi tritium adalah efek stokastik.
3. Sampel yang ditentukan kadar tritium dalam tulisan ini bukan dari sampel reaktor nuklir yang ada di Yogya, Bandung atau Serpong tetapi sampel urin yang mengandung tritium untuk interkomparasi aktivitas tritium yang telah diketahui dari Procorad Perancis dalam *2000 Radiotoxicological Intercomparison* bagi laboratorium *bioassay in vitro* di bawah naungan IAEA.

## EFISIENSI PENANDAAN ETIL, PROPIL dan BUTIL IODIDA DENGAN $^{11}\text{C}$ SECARA OTOMATIS<sup>\*</sup>)

Sri Wahyuni  
Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi - BATAN

### ABSTRAK

**EFISIENSI PENANDAAN ETIL, PROPIL DAN BUTIL IODIDA DENGAN  $^{11}\text{C}$  SECARA OTOMATIS.** Sebelum radioisotop  $^{11}\text{C}$  digunakan untuk diagnosa di PET center, umumnya direaksikan dahulu dengan senyawa alkil iodida. Karena waktu paro  $^{11}\text{C}$  hanya 20,4 menit maka diperlukan metode penandaan senyawa alkil iodida dengan  $^{11}\text{C}$  yang cepat. Pada makalah ini telah dipelajari efisiensi penandaan alkil iodida dengan  $^{11}\text{C}$  secara otomatis. Radioisotop  $^{11}\text{C}$  diperoleh dengan cara menembak gas nitrogen dengan proton, dengan energi 14 – 16,5 MeV di siklotron. Reaksi intinya adalah:  $^{14}\text{N} + \text{p} \rightarrow ^{11}\text{C} + \alpha$ . Radioisotop  $^{11}\text{C}$  yang diperoleh dipanaskan sampai suhu 120°C. Kemudian tambahkan 0,5 M metilmagnesium bromida 0,15 ml, atau etilmagnesium bromida atau propilmagnesium bromide, lalu didinginkan sampai suhu -12°C atau -17°C. Setelah terjadi proses karboksilasi, ditambahkan 0,1 M lithium aluminium hidrida 0,35 ml lalu dipanaskan sampai suhu 120°C. Setelah itu ditambahkan asam iodida 0,5 ml. Proses pemanasan pada suhu 120°C selama 2 – 3,5 menit. Diperoleh senyawa ( $^{11}\text{C}$ )EtI dengan yield sebesar 27,4% dan yield untuk ( $^{11}\text{C}$ )PrI sebesar 21,8% serta yield untuk ( $^{11}\text{C}$ )BuI sebesar 12,1%. Kemurnian radiokimia untuk ( $^{11}\text{C}$ ) etil iodida diperoleh sebesar 97,8% dan untuk ( $^{11}\text{C}$ )PrI sebesar 92,1% serta untuk ( $^{11}\text{C}$ )BuI sebesar 74,6%. Waktu yang diperlukan untuk membuat senyawa ( $^{11}\text{C}$ ) alkil iodida secara otomatis 19 menit. Metoda ini sangat baik untuk digunakan pada PET center karena waktu paro  $^{11}\text{C}$  hanya 20,4 menit.

Kata kunci: PET center, radioisotop  $^{11}\text{C}$ , radiokimia ( $^{11}\text{C}$ )EtI, ( $^{11}\text{C}$ )PrI, ( $^{11}\text{C}$ )BuI

### ABSTRACT

**EFFICIENCY THE SYNTHESIS OF ETHYL, PROPYL and BUTYL WITH  $^{11}\text{C}$  BY AUTOMATED SYSTEM.** Before  $^{11}\text{C}$  radioisotope used for imaging in PET center it's usually reacted with alkyl iodide. Because the lifetime of  $^{11}\text{C}$  is 20.4 minute, therefore, we need a method to label alkyl iodide with  $^{11}\text{C}$  in a short time. In this paper we studied the efficiency the synthesis of alkyl iodide with  $^{11}\text{C}$  by automated system. Radioisotope  $^{11}\text{C}$  was produced in cyclotron, where nitrogen used as a target and bombarded with proton with energy of 14 – 16.5 MeV. The nuclear reaction is:  $^{14}\text{N} + \text{p} \rightarrow ^{11}\text{C} + \alpha$ . The product of  $^{11}\text{C}$  radioisotope was heated until 120°C and added with 0.5 M of methyl magnesium bromide 0.15 ml, or ethyl magnesium bromide or propyl magnesium bromide, and then was cooled in -12°C to -17°C. After carboxylated, it was added 0.35 ml 0.1 M of lithium aluminum hydride, then heated until 120°C. Then added with 0,5 ml of HI, the heating time was 2 – 3.5 minutes. We got the yield of ( $^{11}\text{C}$ )EtI was 27.4%, and yield of ( $^{11}\text{C}$ )PrI was 21,8% and yield for ( $^{11}\text{C}$ )BuI was 12,1%. Radiochemical purity for ( $^{11}\text{C}$ )EtI was 97.8%, for ( $^{11}\text{C}$ )PrI was 92.1% and for ( $^{11}\text{C}$ )BuI was 74.6%. The preparation time of ( $^{11}\text{C}$ ) alkyl iodide with automated system was 19 minute. This method is very good to be used in PET center because the life time of  $^{11}\text{C}$  is only 20.4 minute.

Key words: PET center, radioisotope  $^{11}\text{C}$ , radiochemical of ( $^{11}\text{C}$ )EtI, ( $^{11}\text{C}$ )PrI, and ( $^{11}\text{C}$ )BuI

<sup>\*</sup>) Percobaan ini dilakukan di CYRIC – Universitas Tohoku, Jepang, dalam program industrial training.

## I. PENDAHULUAN

Dewasa ini kedokteran nuklir *PET* (*Positron Emission Tomography*) center banyak menggunakan radioisotop pemancar positron yang mempunyai waktu paro singkat. Karena waktu paronya sangat singkat (orde menit) maka dosis radiasi yang diterima oleh pasien dapat ditekan seminimal mungkin dan juga bila pemeriksaan ingin diulang kembali dapat dilakukan pada hari yang sama. Radioisotop Carbon-11 ( $^{11}\text{C}$ ) memancarkan positron, mempunyai waktu paro 20,4 menit, dan energi yang dipancarkan sebesar 0,96 MeV <sup>[1]</sup>. Karena waktu paronya yang sangat singkat dan energi yang dipancarkan cukup besar, maka pemakaian radioisotop  $^{11}\text{C}$  di PET center untuk mendiagnosa fungsi organ tubuh berkembang dengan pesat dewasa ini.

Permasalahan yang ada pada proses pencitraan di bidang kedokteran nuklir dewasa ini adalah bagaimana mendeteksi proses biokimia dan fisiologi dalam tubuh manusia dan kemudian melakukan pengukuran untuk mengetahui gangguan fungsi tubuh manusia secara kualitatif dan kuantitatif. PET adalah suatu teknik pencitraan yang menghasilkan gambar irisan tubuh manusia dalam bentuk tiga (3) dimensi. Alat pencitraan ini dapat mengetahui

fungsi (fisiologi) serta proses biokimia dalam tubuh. Radioisotop yang digunakan untuk PET adalah radioisotop pemancar positron seperti C-11, O-15, N-13 dan F-18 yang dibuat di siklotron. Seperti diketahui sebagian besar zat biokimia dalam tubuh manusia mengandung unsur karbon (C), atau hydrogen (H), atau oksigen (O) atau nitrogen (N). Bila suatu senyawa dapat ditandai dengan radioisotop dari unsur yang sama dengan yang ada di dalam tubuh manusia, maka proses biokimia dapat diukur dengan tepat dan teliti tanpa mengganggu proses itu sendiri <sup>[2]</sup>.

Radioisotop  $^{11}\text{C}$  diproduksi menggunakan siklotron kecil dengan menggunakan gas nitrogen sebagai target yang ditembak oleh proton dengan energi sebesar 14 - 16,5 MeV. Reaksi intinya sebagai berikut  $^{14}\text{N} + p \rightarrow ^{11}\text{C} + \alpha$ . <sup>[1]</sup>. Untuk dapat digunakan perunut di *PET senter*, radioisotop  $^{11}\text{C}$  umumnya ditandai dengan alkil iodida, misalnya etil iodida (EtI), propil iodida (PrI) dan butil iodida (BuI) <sup>[3,4]</sup>.

Pada makalah ini telah dipelajari efisiensi penandaan alkil iodida dengan menggunakan  $^{11}\text{C}$ . Diharapkan hasil percobaan ini dapat digunakan bila nanti di Indonesia mempunyai PET center yang dilengkapi dengan siklotron kecil yang kompak.

## II. TATA KERJA

### Bahan

- Tetra hidrofuran (THF)
- Larutan Etil magnesium bromide 0,1 M
- Larutan Litium aluminium hidrida 0,1 M
- Larutan Metil Magnesium Bromida 0,1 M
- Larutan Propil Magnesium Bromida 2,0 M

### Alat

Siklotron AVF (Azymutally Varrying Field) kecil kompak.

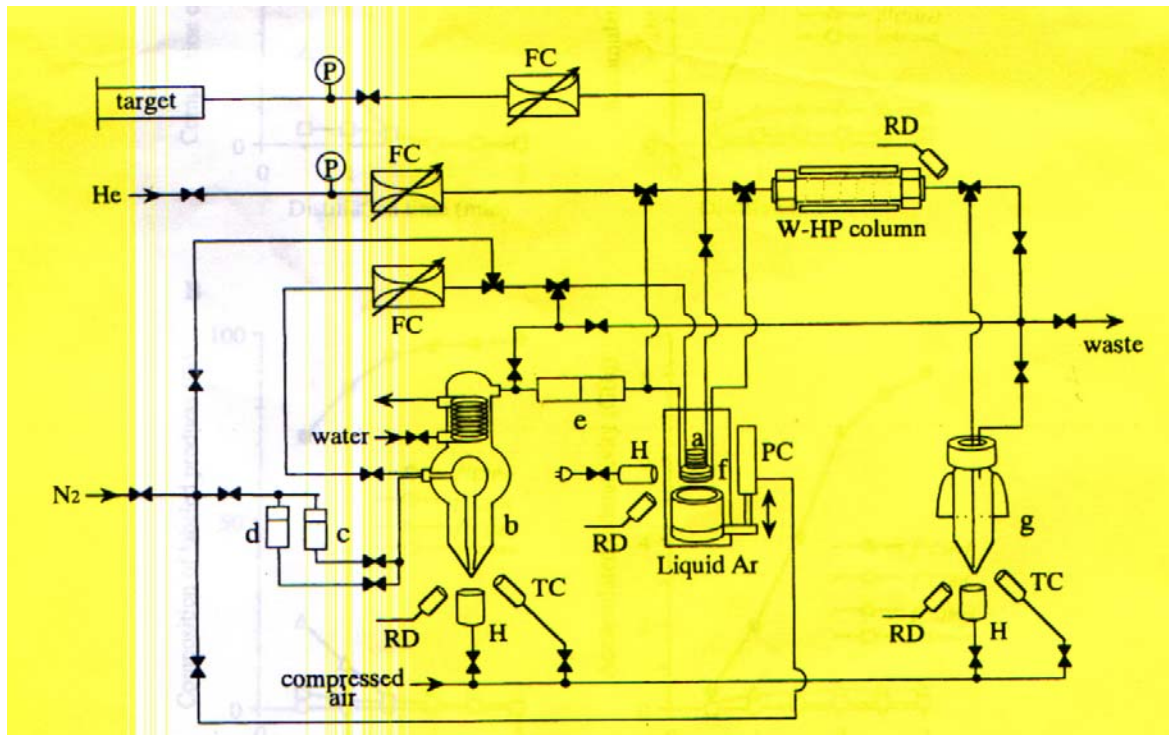
### Metoda

Untuk menghasilkan radioisotop  $[^{11}\text{C}] \text{CO}_2$  digunakan target gas  $\text{N}_2$  yang diiradiasi dengan proton. Energi proton yang digunakan sebesar 14,1 MeV dan berkas proton sebesar 30  $\mu\text{A}$ . Target diiradiasi dalam wadah yang berbentuk *truncated cone* (kerucut yang dipotong bagian atasnya) dengan diameter bagian dalam sebesar 20 mm dan diameter bagian luarnya sebesar 30 mm, panjang 150 mm. Setelah diiradiasi selama 20 menit, umumnya diperoleh radioisotop  $[^{11}\text{C}] \text{CO}_2$  dengan aktifitas sebesar 29-33

GBq pada akhir iradiasi (*EOB*) [5]. Radioisotop  $^{11}\text{C}$  digunakan untuk menanda alkil iodida dengan menggunakan metoda Suzuki, dkk (1985) yang telah dikembangkan oleh Langstrom, dkk. [6] dan Ishiikawa, dkk. [7]. Bagan alir sistem penandaan menggunakan  $^{11}\text{C}$  dengan alkil iodida ditampilkan pada Gambar 1.

Radioidotop gas  $[^{11}\text{C}]\text{CO}_2$  dipindahkan dari ruang target ke tabung *stainless-steel* kemudian dialirkan gas  $\text{N}_2$  dengan kecepatan maksimal 1100 ml/menit. Tabung *stainless-steel* terlebih dahulu didinginkan dengan menggunakan argon cair. Setelah radioisotop  $[^{11}\text{C}]\text{CO}_2$  berada di dalam tabung *stainless-steel*, tabung tersebut dipanaskan sampai suhu 120°C. Gas  $[^{11}\text{C}]\text{CO}_2$  yang telah dipanaskan tadi kemudian dipindahkan dengan mengalirkan gas  $\text{N}_2$  dengan laju alir sebesar 13-18 ml/menit ke dalam larutan 0,5 M metilmagnesium bromide yang volumenya 0,15 ml, etilmagnesium bromida atau propilmagnesium bromida di dalam THF yang telah didinginkan pada suhu -12°C s.d -17°C dengan mengalirkan udara yang dikompresi melalui pengubah panas (*thermal converter*).





Gambar 1. Skema sistim pembuatan radioisotop otomatis untuk  $[^{11}\text{C}]$  etil iodida,  $[^{11}\text{C}]$  propil iodida dan  $[^{11}\text{C}]$  butil iodida. FC pengatur laju alir (gas He, target gas  $\text{N}_2$ ); H pemanas; P pengatur tekanan; PC, katup silinder pneumatic untuk mengalirkan gas argon yang terperangkap; RD detector radioaktif; TC pengubah panas untuk suplai air dingin. (a) Tabung *stainless-steel* untuk konsentrasi  $[^{11}\text{C}]\text{CO}_2$ ; (b) tabung reaksi pengurangan karbon reagent Grignard dengan  $[^{11}\text{C}]\text{CO}_2$ ; (c) tempat penampungan litium aluminium hidrida; (d) tempat penampungan asam hidroidik; (e) kolom pengering mengandung  $\text{P}_2\text{O}_5$  dan  $\text{NaOH}$ ; (F) tabung tembaga untuk mengumpulkan fraksi  $[^{11}\text{C}]$  alkil iodida dan (g) tabung untuk mengumpulkan  $[^{11}\text{C}]$  alkil iodida yang telah dimurnikan [5].

Setelah terjadi proses karboksilasi kemudian ditambahkan larutan 0,1 M aluminium hidrida dengan volume 0,35 ml. Kemudian, campuran tersebut dipanaskan sampai suhu  $120^\circ\text{C}$  di bawah aliran gas  $\text{N}_2$  dengan laju alir 35 – 40 ml/menit. Setelah THF dipindahkan, kemudian ditambahkan larutan HI (asam iodida) sebanyak 0,5 ml. Campuran tersebut dipanaskan pada suhu  $120^\circ\text{C}$

selama 2 – 3,5 menit sambil dialirkan gas  $\text{N}_2$  dengan laju alir 25 – 30 ml/menit. Kemudian campuran gas yang telah dipanaskan dipindahkan ke dalam tabung tembaga yang mempunyai diameter bagian dalam sebesar 12 mm dan panjang 63 cm. Setelah tabung tembaga tersebut dipanaskan dengan dan fraksi  $^{11}\text{C}$ -alkil iodida yang terjebak dipindahkan ke kolom kromatografi yang menggunakan

kolom *cromosorb WHP* dengan 10% OV101 pada fase cair pada temperature ruang. Gas yang telah dielusi dan telah melewati kolom gas kromatografi kemudian dicacah aktifitasnya dan fraksinya dikumpulkan pada larutan yang tepat pada suhu  $-12^{\circ}\text{C}$  s.d  $-17^{\circ}\text{C}$ . Fraksi yang terbentuk yaitu  $[^{11}\text{C}] \text{EtI}$ ,  $[^{11}\text{C}] \text{PrI}$  atau  $[^{11}\text{C}] \text{BuI}$ .

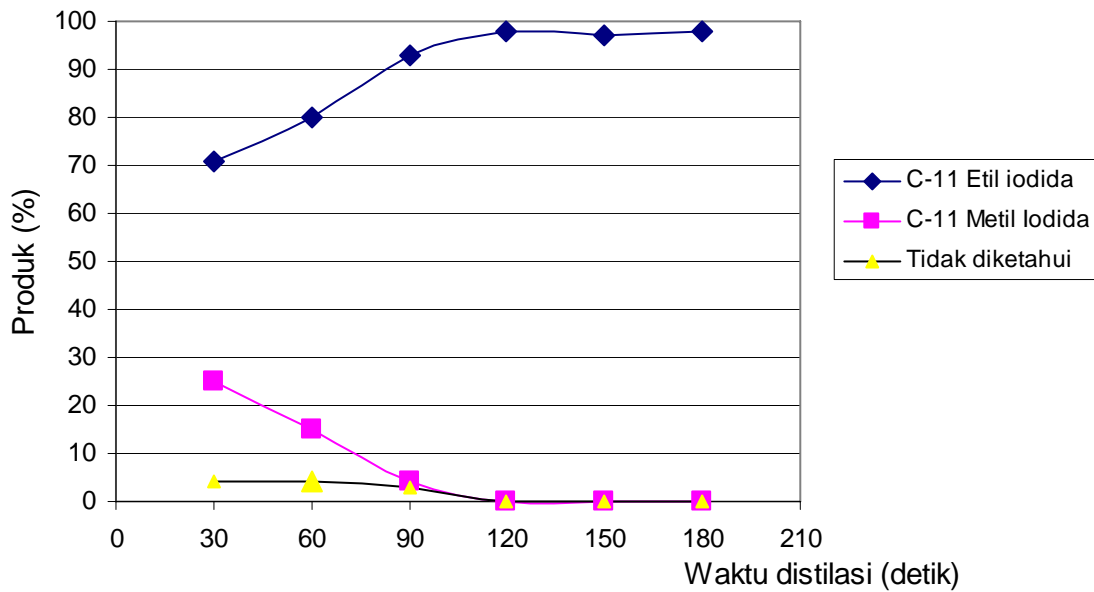
Kemurnian radiokimia dianalisa dengan menggunakan HPLC dengan kolom TSK gel super ODS (diameter rongga 4,6 mm, panjang kolom 50 mm) digunakan  $\text{CH}_3\text{CN}/\text{H}_2\text{O}$  (3/7, v/v) sebagai fase penggerak dengan laju alir 1,0 ml/menit. Waktu fiksasi untuk  $[^{11}\text{C}]\text{MeI}$  adalah 1,5 menit dan untuk  $[^{11}\text{C}]\text{EtI}$  waktu fiksasinya adalah 3,2 menit serta untuk  $[^{11}\text{C}]\text{PrI}$  waktu fiksasinya adalah 4,4 menit. Sedangkan waktu fiksasi  $[^{11}\text{C}]\text{BuI}$  adalah 3,4 menit jika kecepatan fase penggerak  $\text{CH}_3\text{CN}/\text{H}_2\text{O}$  sebesar (5/5, v/v).

### III. HASIL DAN PEMBAHASAN

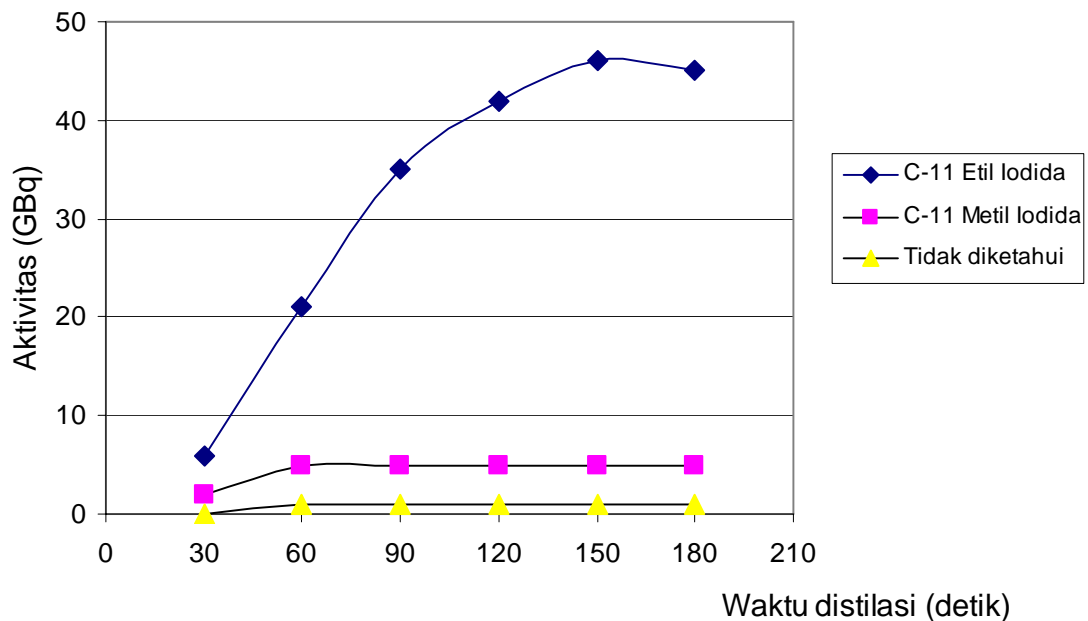
Untuk membuat  $[^{11}\text{C}]\text{EtI}$  atau  $[^{11}\text{C}]\text{PrI}$  dengan menggunakan metoda standar yaitu menggunakan reaksi senyawa Grignard dengan radioisotop

$[^{11}\text{C}]\text{CO}_2$  kemudian diikuti dengan reduksi oleh litium aluminium hidrida dan kemudian reaksi dengan asam iodida (HI). Pada hasil reaksi biasanya diperoleh sejumlah kecil radioaktivitas yang umumnya ditemukan sebagai senyawa  $[^{11}\text{C}]\text{MeI}$ . Hasil kemurnian radiokimia dan *yield* radiokimia yang diperoleh pada proses pemurnian ditampilkan pada Gambar 2 - 5.

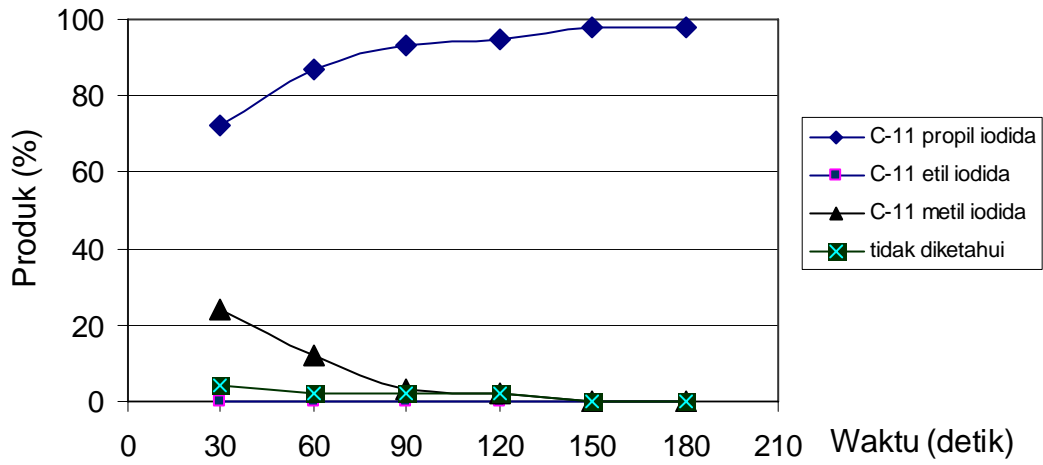
Gambar 2 dan 4 menunjukkan hasil setelah 30 detik waktu pemurnian untuk  $[^{11}\text{C}]\text{EtI}$  atau  $[^{11}\text{C}]\text{PrI}$ , diperoleh 25% radioaktivitas yang dikenal sebagai senyawa  $[^{11}\text{C}]\text{MeI}$ . Sebagian besar senyawa  $[^{11}\text{C}]\text{MeI}$  didistilasi pada detik ke 90. Setelah 90 detik, kemurnian radiokimia  $[^{11}\text{C}] \text{EtI}$  atau  $[^{11}\text{C}] \text{PrI}$  menjadi lebih dari 90%. Jadi sekitar 2/3 bagian dari jumlah  $[^{11}\text{C}] \text{EtI}$  atau  $\frac{1}{2}$  bagian dari  $[^{11}\text{C}] \text{PrI}$  juga dimurnikan dalam waktu 90 detik. Hasil ini menyatakan bahwa senyawa  $[^{11}\text{C}]\text{EtI}$  atau  $[^{11}\text{C}]\text{PrI}$  tidak dapat dipisahkan dari  $[^{11}\text{C}]\text{MeI}$  dengan menggunakan cara biasa tanpa kehilangan yang berarti.



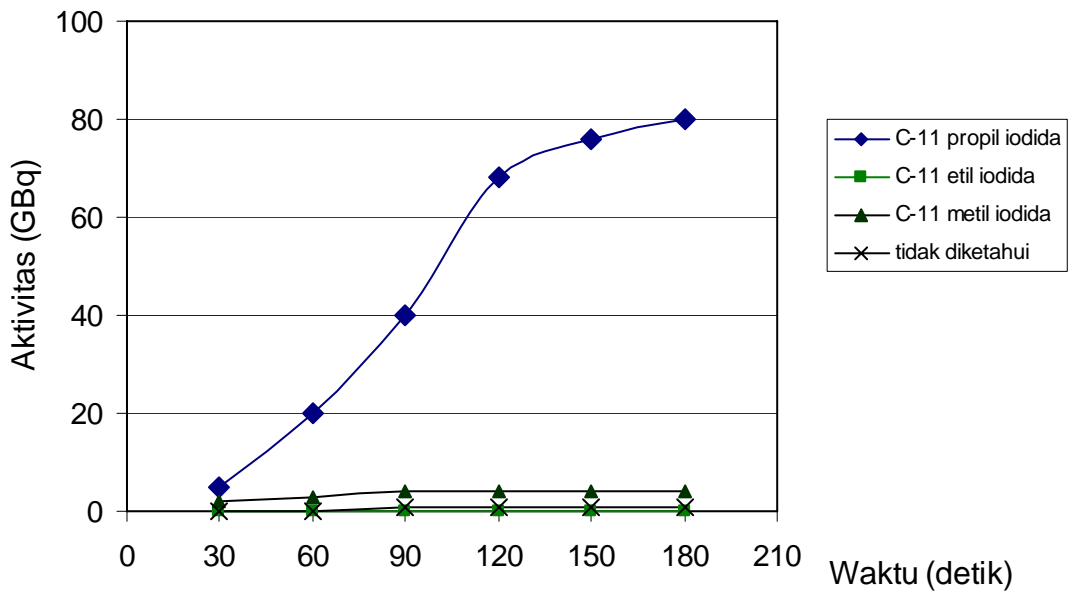
Gambar 2. Kemurnian radiokimia (C-11)Etl, (C-11)Mel serta produk yang tidak diketahui berdasarkan waktu distilasinya [8]



Gambar 3. Aktivitas produk yang diperoleh dengan waktu distilasinya [8]



Gambar 4. Kemurnian radiokimia (C-11)PrI, (C-11)EtI, (C-11)MeI serta produk yang tidak diketahui berdasarkan waktu distilasinya [8]



Gambar 5. Aktivitas produk yang diperoleh berdasarkan waktu distilasinya [8]

Hasil dari sistim penandaan disajikan pada Tabel 1. Tabel 1, menunjukkan *yield* radiokimia dari proses karboksilasi (pengurangan atom karbon) pada propilmagnesium bromida dengan  $[^{11}\text{C}]\text{CO}_2$  sedikit lebih rendah daripada reaksi dengan menggunakan senyawa Grignard. Pemurnian fraksi  $[^{11}\text{C}]\text{alkil}$  iodida terkumpul pada tabung tembaga yang direndam/dicelupkan pada argon cair. Efisiensi penangkapan pada pemurnian  $[^{11}\text{C}]\text{EtI}$  sebesar 97,8% dan untuk  $[^{11}\text{C}]\text{PrI}$  diperoleh 92%, serta pemurnian untuk  $[^{11}\text{C}]\text{BuI}$  diperoleh 76%. Perbedaan ini mungkin

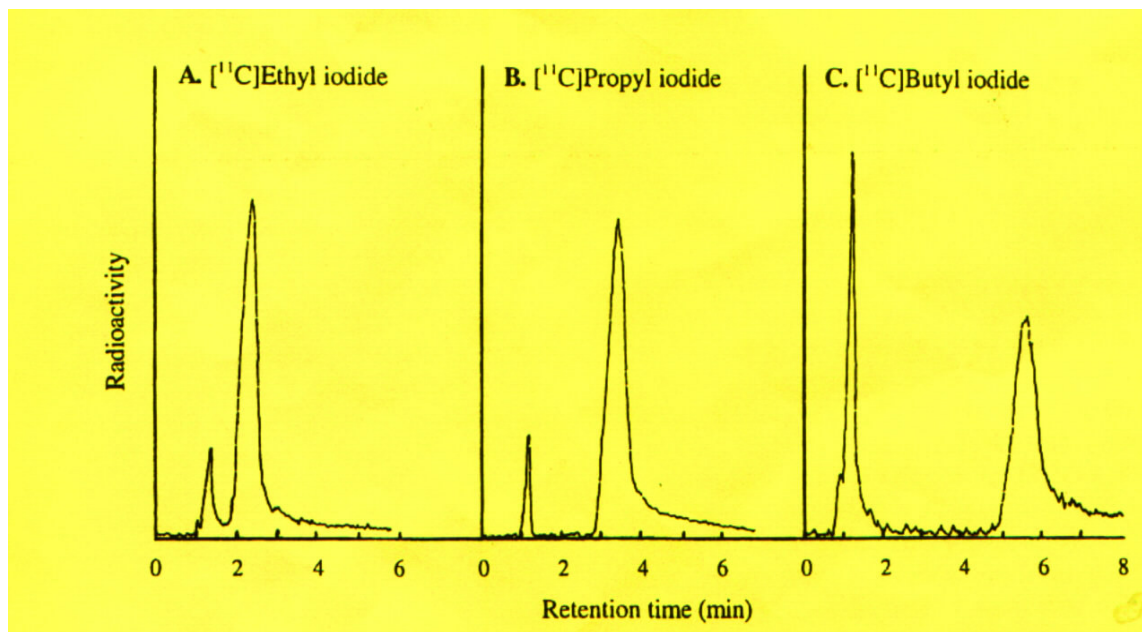
disebabkan karena perbedaan waktu pemurnian (distilasi), yaitu 2-2,5 menit untuk  $[^{11}\text{C}]\text{EtI}$  dan 2,5 – 3 menit untuk  $[^{11}\text{C}]\text{PrI}$  serta 3-3,5 menit untuk  $[^{11}\text{C}]\text{BuI}$ . Penyebab lainnya adalah karena terjadi konduksi panas pada permukaan tabung bagian dalam. Bila digunakan tabung baja dengan diameter bagian dalam sebesar 1 mm dan panjangnya 110 cm, maka efisiensi penangkapan untuk  $[^{11}\text{C}]\text{PrI}$  menjadi 77,1% . Proses ini menggunakan kolom WHP dengan laju alir He sebesar 30 ml/menit pada temperatur ruang.

Tabel 1. Hasil yang diperoleh dengan menggunakan system on-line untuk penandaan  $[^{11}\text{C}]\text{etil}$  iodida,  $[^{11}\text{C}]\text{propil}$  iodida dan  $[^{11}\text{C}]\text{butil}$  iodida <sup>[4]</sup>.

	$[^{11}\text{C}]\text{EtI}$ iodida	$[^{11}\text{C}]\text{Propil}$ iodida	$[^{11}\text{C}]\text{Butil}$ iodida
Proses karboksilasi (%)	89,6 ± 1,8	89,6 ± 5,8	81,7 ± 2,1
Efisiensi penangkapan pada proses pemurnian (%)	97,8 ± 1,6	92,1 ± 7,5	74,6 ± 2,6
Yield radiokimia setelah melewati kolom kromatografi gas (%)	27,4 ± 4,3	21,8 ± 2,5	12,1 ± 4,4
Rasio perbandingan antara $[^{11}\text{C}]\text{metil}$ iodida dengan $[^{11}\text{C}]\text{alkil}$ iodida	0,36 ± 0,03	0,54 ± 0,09	1,45 ± 0,62
Waktu preparasi	12 menit	14 menit	19 menit

Gambar 6 menyatakan profil elusi dari pemurnian radioaktifitas pada senyawa  $[^{11}\text{C}]\text{etil}$  iodida,  $[^{11}\text{C}]\text{propil}$  iodida atau  $[^{11}\text{C}]\text{butil}$  iodida setelah

melewati kolom WHP. Senyawa  $[^{11}\text{C}]\text{metil}$  iodida yang pertama dielusi.



Gambar 6. Profil elusi dari ( $^{11}\text{C}$ ) etil iodida, ( $^{11}\text{C}$ ) propil iodida, dan ( $^{11}\text{C}$ ) butil iodida. Sumbu X menyatakan waktu retensi dalam menit dan sumbu Y menyatakan besarnya aktivitas <sup>[8]</sup>.

Pada pemisahan fraksi [ $^{11}\text{C}$ ]alkil iodida pada kolom penyerap WHP, semua elusi yang berada di dalam gas He tidak mengandung senyawa [ $^{11}\text{C}$ ]etil iodida, [ $^{11}\text{C}$ ]propil iodida atau [ $^{11}\text{C}$ ]butil iodida, karena telah melewati karbon aktif, dan senyawa radioaktif yang terserap diidentifikasi sebagai [ $^{11}\text{C}$ ]metil iodida. Secara keseluruhan yield radiokimia dari [ $^{11}\text{C}$ ]etil iodida berkurang 27% dan fraksi [ $^{11}\text{C}$ ]PrI berkurang 22% serta fraksi [ $^{11}\text{C}$ ]EtI berkurang 12%, tetapi fraksi [ $^{11}\text{C}$ ]MeI bertambah dengan bertambah panjangnya rantai karbon. Pengurangan rantai karbon pada senyawa Grignard dengan litium aluminium hidrida

diperoleh segera setelah proses pengurangan atom karbon terjadi. Pada saat pengurangan atom karbon pada etil magnesium bromide yang dipanaskan sampai suhu  $120^\circ\text{C}$  serta dialiri gas  $\text{N}_2$  untuk memindahkan senyawa THF, maka diperoleh yield radiokimia [ $^{11}\text{C}$ ]PrI atau perbandingan antara [ $^{11}\text{C}$ ]MeI/[ $^{11}\text{C}$ ]PrI menjadi berkurang sedikit, yaitu menjadi  $0,31 \pm 0,06$ .

Waktu pembuatan senyawa [ $^{11}\text{C}$ ]EtI, [ $^{11}\text{C}$ ]PrI atau [ $^{11}\text{C}$ ]BuI sekitar 19 menit setelah target gas diiradiasi di siklotron. Waktu pembuatan senyawa [ $^{11}\text{C}$ ]BuI dapat dipercepat menjadi 14 menit dengan cara menambahkan laju alir

gas He pada kolom WHP dari 30 ml/menit menjadi 100 ml/menit. Kemurnian radiokimia [ $^{11}\text{C}$ ]alkil iodida yang terkumpul diperoleh sebesar > 97%. [2,3]

#### IV. KESIMPULAN

Penandaan senyawa etil, propil dan butil iodida secara otomatis dengan menggunakan radioisotop  $^{11}\text{C}$  diperoleh *yield* radiokimia sebesar 27,4% untuk ( $^{11}\text{C}$ )EtI, dan 21,8% untuk radiokimia ( $^{11}\text{C}$ )PrI serta 12,1% untuk ( $^{11}\text{C}$ )BuI. Kemurnian radiokimia diperoleh sebesar 97,8% untuk ( $^{11}\text{C}$ )EtI dan untuk ( $^{11}\text{C}$ )PrI sebesar 92,1% serta untuk ( $^{11}\text{C}$ )BuI sebesar 74,6%. Lamanya waktu pembuatan senyawa bertanda ( $^{11}\text{C}$ ) alkil iodida adalah 19 menit setelah target diiradiasi di siklotron, proses ini sangat potensial untuk digunakan pada *PET center* karena waktu paruh radioisotop  $^{11}\text{C}$  20,4 menit.

#### DAFTAR PUSTAKA

1. JERRY I, HIRSCH., For the production of Position-Emitting Radioisotopes, [HTTP://WWW.INFOMED](http://www.infomed.com) SEARCH.COM/LINKS, Juli, 2007.
2. SYAMSA ARDISASMITA, YANIS MUSDJA, SILAKHUDIN, M. IYOS R. SUBKI, "Sistem Pencitraan Positron Emission Tomography (PET) dan Instalasi Pendukung", Prosiding Seminar Pendayagunaan PET, 5, Jakarta, 27 Juli 1996.
3. SUZUKI, K., INOUE, O., HASHIMOTO, K., YAMASAKI, T., KUCHIKI, M., TAMATE, K., "Computer-controlled large scale production of high specific activity [ $^{11}\text{C}$ ]RO 15-1788 for PET studies of benzodiazepine receptors. *Int. J. Appl. Radiat. Isotope* **36**, 971, 1985.
4. ISHII, S., ISHIWATA, K., SHINODA, M., MAEKAWA, S., YAMAMOTO, H., SENDA, M., "Preparation of radio chemically pure  $^{11}\text{C}$ -propyl iodide and  $^{11}\text{C}$ -ethyl iodide using a gas chromatography column for labeling PET tracers. In: *Proceeding of 12<sup>th</sup> International Symposium on Radiopharmaceutical Chemistry*, June 15-19, 1997. Uppsara, pp. 252-253.
5. BJURLING, P., REINECK, R., WESTERBERG, G., SCHULTZ, J., GEE, A.D., SUTCLIFFE, J., LANGSTROM, B., "SYNTHIA, a compact radiochemistry system for automated production of radiopharmaceuticals. In: *Proceeding of the 6<sup>th</sup> Workshop on targetry and target Chemistry*. Vancouver, 1995.
6. ISHIWATA, K., ISHII, S., SENDA, M., "Successive preparation of  $^{11}\text{C}$  labeled sodium acetate and/or sodium hexanoate. *App. Radiat. Isotope* **46**, 1035, 1995.
7. ISHIWATA, K., KASAHARA, C., HATANO, K., ISHII, S., SENDA, M., carbon-11 labeled ethionine and propionine as tumor detecting agents. *Ann. Nucl. Med.* **11**, 115, 1997.
8. CROUZEL, C., LANGSTROM, B., PIKE, V.W., COENEN, H.H., "Recommendations for a practical

production of  $^{11}\text{C}$ -methyl iodide. Int. J. Appl. Radiat. Isot. 38, 601-603, 1987.

9. SLEGERS, G., SAMBRE, J., GOETHALS, P., VANDECAS-TEELE, C., VAN HAVER, D., 'Synsthesis of [1-  $^{11}\text{C}$ ]iodoethane for the preparation of [1 -  $^{11}\text{C}$ ]ethyl labeled radiopharmaceuticals. Appl. Radiat. Isotopes 37, 279, 1986.

**Tanya Jawab :**

**1. Penanya : Hotman Lubis  
(PRR-BATAN)**

**Pertanyaan:**

1. Kenapa judul makalahnya dibuat Pengkajian, apakah tidak lebih tepat judulnya "Pembuatan" karena berdasarkan yang ibu sampaikan adalah merupakan hasil pembuatan metil, butil dan propil Iodida yang ditanda dengan  $^{11}\text{C}$  secara otomatis.

**Jawaban: Sri Wahyuni  
(PTKMR-BATAN)**

1. Terimakasih atas sarannya, memang percobaan ini dilakukan di *Cyric Univerity* Tohoku, Jepang, tetapi pengambilan datanya hanya 3 kali. Karena untuk sistem otomatis ini bukan penelitian utama saya, tetapi hanya tambahan pengetahuan saja. Sesuai dengan saran dari narasumber yaitu Bp. DR. M. Syaifudin maka judul makalah ini menjadi Efisiensi penandaan etil, propil dan butil iodida dengan  $^{11}\text{C}$  secara otomatis.



**PENENTUAN AKTIVITAS ENZIM GOT DAN GPT DALAM SERUM  
DENGAN METODE REAKSI KINETIK ENZIMATIK SESUAI IFCC  
(INTERNATIONAL FEDERATION OF CLINICAL CHEMISTRY AND  
LABORATORY MEDICINE)**

Sri Sardini

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi –BATAN

**ABSTRAK**

**PENENTUAN AKTIVITAS ENZIM GOT DAN GPT DENGAN METODE REAKSI KINETIK ENZIMATIK SESUAI IFCC (INTERNATIONAL FEDERATION OF CLINICAL CHEMISTRY AND LABORATORY MEDICINE).** Telah dilakukan penentuan aktivitas enzim GOT dan GPT dari sampel PNPMEK-K (Program Nasional Pemantapan Mutu Eksternal Kimia Klinik). Prinsip dasar dari program PNPMEK-K ini adalah pemeriksaan serum kontrol pada kondisi rutin dengan menggunakan prosedur dan metode yang sama sebagaimana dilakukan pada pemeriksaan sehari-hari. Tujuan dari pemeriksaan ini adalah untuk mengenali kesalahan sistematis, pengaruh zat sampingan, sebagai kontrol seluruh daerah pemeriksaan, mengetahui kualitas serta meningkatkan reproduksibilitas hasil-hasil laboratorium. Sampel yang dibahas dalam makalah ini adalah sampel GOT dan GPT dari tahun 2000–2006. Pemeriksaan dilakukan dengan menggunakan metode reaksi kinetik enzimatis sesuai IFCC. Cara penilaian dilakukan dengan membandingkan terhadap nilai target. Nilai target adalah nilai rerata seluruh peserta secara kolektif dalam kelompok metode pemeriksaan dan alat yang sama. Dari hasil evaluasi diperoleh data laboratorium pengguna metode IFCC pada pemeriksaan GOT berkisar antara 47 % – 66 %, sedang pada pemeriksaan GPT berkisar antara 47 % - 92 %. Untuk mengetahui penyimpangan dari nilai target digunakan "Variance Index Score" VIS yang terbagi atas "4 kriteria". Nilai VIS GOT diperoleh 11 buah data masuk kriteria "baik" ( 15- 95 ), 2 buah data masuk kriteria "cukup" ( 103- 139 ), 2 buah data masuk kriteria "kurang" (201-267), sedang nilai VIS GPT diperoleh 13 buah data masuk kriteria "baik" ( 0- 99 ), 4 buah data masuk kriteria "cukup" (104 - 176 ), dan 1 buah data masuk kriteria "buruk" ( 310 ). Hasil penilaian rata-rata VIS terhadap laboratorium Yankes sebagian besar masuk kriteria "baik".

Kata Kunci : Enzim GOT dan GPT, Metoda Kinetik Enzimatis , Photometer 4010.

**ABSTRACT**

**DETERMINATION OF GOT AND GPT ENZYME ACTIVITY WITH KINETIC REACTION OF ENZYMATIC IFCC METHOD.** The determination of GOT and GPT enzyme activity had been conducted in PNPMEK-K sample. The principal of this programme is control serum test at routine condition using standard method and procedure. The goal of this studied to recognize systemic mistake and influence, control all inspection area, avoiding inspection confusion, improving reproducibility of picking competitor laboratory. Sample which studied is sample collected from year 2000 – 2006. The test was done by using kinetic reaction of enzymatic IFCC method. The assessment done by company result to the target value. The target value of the average of all sample which were tested with same method and appliance. From the result of data evaluation, the medical analysis who used IFCC method for GOT analyzing and GPT analyzing were 47% - 66% and 47% - 92%. To find out the deviation of target value used "Variance of Score Index" VIS can be divided by 4 classes namely : the 11 samples of VIS GOT value were good (15-92), 2 samples were fair (103-139), and 2 samples were less (201-267), the 13 samples of VIS GPT value were good (0-99), 4 samples were fair (104-176), and 1 sample was less (310). The average result of VIS assessment over Medical Service laboratory of Yankes was generally satisfied or in good classification.

Key words : GOT and GPT enzymes, Kinetic enzymatic method, Photometer 4010

## I. PENDAHULUAN

ASAT/ AST (*aspartate aminotransferase*) atau disebut GOT, Glutamic Oxaloacetic Transaminase termasuk grup enzim dalam tubuh manusia yang banyak terdapat di dalam jantung, hati, otot lurik, ginjal dan eritrosit <sup>[1]</sup>. Kerusakan pada jaringan dari organ tersebut di atas menyebabkan meningkatnya GOT dalam serum atau plasma. ALAT/ ALT (*alanine aminotransferase*) atau disebut GPT, *Glutamic Pyruvic Transaminase* yang banyak terdapat didalam hati dan ditemukan juga di dalam jumlah yang tidak begitu banyak di dalam ginjal, otot jantung dan otot lurik, pankreas, limpa dan paru <sup>[1]</sup>. Pada umumnya peningkatan kadar ALT dalam serum diakibatkan oleh kelainan hati disertai dengan sirosis hati, karsinoma, hepatitis virus atau toksis dan ikterus obstruktif. Umumnya secara khas ALT lebih tinggi daripada AST pada hepatitis virus atau toksis akut, sedangkan pada hepatitis kronis AST lebih tinggi daripada ALT. Peningkatan kadar ALT juga ditemukan pada keadaan trauma otot lurik yang luas, gagal jantung yang disertai dengan *shock*, *hypoxia*, *infark* jantung dan kelainan hemolitik <sup>[1]</sup>.

Prinsip kerja GOT adalah *glutamic oxaloacetic transaminase* mengkatalis transfer gugus amino dari *L-aspartate* ke *oxoglutarate* menjadi

*oxaloacetate* dari *L-glutamate*, *oxaloacetate* selanjutnya mengalami reduksi dan terjadi oksidasi NADH menjadi NAD<sup>+</sup> dengan larutan enzim *malate dehydrogenase* (NADH). Dalam reaksi ini akan terjadi penurunan absorban. LDH ditambahkan untuk mencegah gangguan dari *pyruvat endogen* yang berasal dari serum. Prinsip kerja GPT adalah *glutamic pyruvic transaminase* mengkatalis transfer gugus amino dari *L-alanine* ke *oxoglutarate* menjadi *pyruvate* dan *L-glutamat*. *Pyruvat* selanjutnya mengalami reduksi dan terjadi oksidasi NADH menjadi NAD<sup>+</sup> dengan larutan enzim *lactate dehydrogenase* <sup>[1]</sup>.

Berbagai macam metode pengenalan zat dapat digunakan sebagai dasar pemeriksaan kimia klinik, antara lain metode fotokalorimetri yang mengukur berdasarkan serapan sinar oleh warna zat yang diukur, metode turbidimetri mengukur kadar berdasarkan kekeruhan, metode "nefelometri" mengukur pendar sinar yang terpantul oleh partikel, metode "chemiluminesense" mengukur kekuatan sinar luminesese dalam menilai kadar suatu zat, metode kinetik reaksi enzimatik berdasarkan aktivitas enzim, bahkan ada yang berdasarkan reaksi antigen antibodi <sup>[2]</sup>.

Aktivitas enzim AST dan ALT dapat ditentukan menggunakan metode kinetik reaksi enzimatik. Reaksi kinetik enzimatik selain untuk menilai aktivitas enzim dapat pula digunakan untuk mengukur kadar substrat. Metode reaksi kinetik enzimatik yang digunakan sesuai dengan IFCC terdiri dari 2 macam. Pertama disebut juga metode IFCC dengan penambahan reagen *pyridoxal phosphat* yang biasa disebut metoda "IFCC with PP" atau "*substrat start*", yang kedua adalah metoda IFCC tanpa penambahan reagen *pyridoxal phosphat* yang biasa disebut metode "IFCC *without* PP" atau "*sample start*" [2].

Pemeriksaan berdasarkan reaksi kinetik enzimatik umumnya dipengaruhi oleh pH, suhu, waktu, dan jenis substrat. Pada metoda reaksi kinetik enzimatik yang diukur adalah kecepatan enzim merombak substrat. Kecepatan reaksi ditentukan oleh kadar substrat dan aktivitas enzim. Bila aktivitas enzim sangat berlebih, sedangkan substrat terbatas dapat terjadi "*substrate depletion*" dan akan diperoleh hasil pengukuran yang rendah palsu. Sebaliknya bila substrat sangat berlebih sedangkan enzim terbatas dapat terjadi "*substrate inhibition*" dan akan diperoleh hasil pengukuran yang rendah palsu juga. Perlu diusahakan agar pembacaan

dilakukan pada "*zero order*" yang artinya adalah pembacaan dilakukan pada saat seluruh enzim dan substrat telah bereaksi secara sempurna, dan ini bisa terjadi apabila pH, suhu, waktu, dan jenis substrat sesuai dengan yang dibutuhkan [2].

Alat yang dipakai dalam pengukuran adalah Photometer 4010. Alat ini adalah salah satu alat yang digunakan di laboratorium klinik untuk menilai kimia darah. Alat ini dikeluarkan oleh Perusahaan Boehringer Mannheim Jerman. Prinsip kerja alat ini menilai panjang gelombang berdasarkan dari hasil pengukuran warna menggunakan sinar ultra violet (sinar tampak). Program pengukuran yang tersedia pada alat ini ada 5 program, salah satunya adalah program pengukuran kinetik/ aktivitas enzim K20 atau K60. Program kinetik ini digunakan untuk pengukuran GOT dan GPT pada panjang gelombang 340 nm [3].

Data GOT dan GPT yang dibahas pada makalah ini adalah data dari hasil pemeriksaan sampel/ serum kontrol yang dikirim oleh penyelenggara Program Nasional Pemantapan Mutu Eksternal Kimia Klinik, PNPMEK-K yang dilaksanakan oleh Direktorat Bina Pelayanan Penunjang Medik, Direktorat Jenderal Bina Pelayanan Medik Departemen Kesehatan Republik

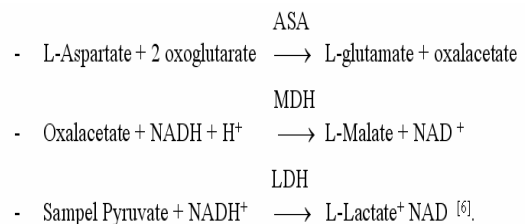
Indonesia. Program ini dilaksanakan 1 kali dalam setahun. Peserta dari program ini adalah seluruh Laboratorium Klinik yang berada di wilayah Indonesia. Laboratorium Klinik Yankes PTKMR selalu diikuti dalam program ini. Prinsip dasar dari program ini yaitu melakukan pemeriksaan serum kontrol yang dikirim oleh Depkes, pada kondisi rutin, dengan menggunakan prosedur dan metode yang sama sebagaimana dilakukan pada pemeriksaan sehari-hari di Laboratorium klinik yang bersangkutan untuk parameter yang diminta. Pemeriksaan dilakukan pada waktu yang telah ditentukan. Hasil pemeriksaan dikirim ke penyelenggara dengan menggunakan formulir khusus yang telah disediakan oleh penyelenggara dalam batas waktu yang telah ditetapkan.

Evaluasi hasil pemeriksaan dilakukan oleh penyelenggara dengan membandingkannya terhadap nilai target. Nilai target adalah nilai rerata seluruh peserta secara kolektif dalam kelompok metode pemeriksaan dan alat yang sama. Sebagai umpan balik peserta akan menerima hasil evaluasi berupa "print out" yang mengandung informasi tentang nilai target, hasil pemeriksaan serta penyimpangan nilai peserta terhadap nilai target [4].

Tujuan dari penulisan makalah ini adalah untuk mengenali kesalahan sistematis dan pengaruh-pengaruh zat sampingan, sebagai kontrol seluruh daerah pemeriksaan (normal atau tidak), menghindari kekeliruan pemeriksaan dan untuk mengetahui kualitas laboratorium serta meningkatkan reproduksibilitas hasil-hasil laboratorium [4].

## II. TATA KERJA

Metode yang digunakan adalah metoda "IFCC without PP" atau "sampel start". Prinsip kerja Metode ini adalah :



Reagen yang digunakan adalah reagen yang siap pakai yang terdiri dari reagen ASAT (GOT) dan ALAT (GPT). Specimen terbaik berasal dari serum atau plasma dengan heparin. Serum stabil selama 4 hari pada suhu 18 – 30 °C dan 1 minggu pada suhu 4 °C, kehilangan aktivitas dalam 3 hari pada suhu > 4 °C sebesar 8 %, pada suhu 20 – 25 °C sebesar 10 % [5]. Ada bermacam-macam reagen yang tersedia di pasaran, Umumnya reagen yang digunakan adalah reagen siap

pakai. Ada reagen yang berbentuk substrat dan ada yang berbentuk larutan. Reagen yang digunakan untuk pemeriksaan GOT dan GPT ini adalah reagen yang berbentuk larutan, reagen ini dapat langsung digunakan sebagai pereaksi dan memiliki masa kadaluarsa yang panjang sesuai dengan yang tertera pada label botol. Reagen yang

berbentuk substrat terlebih dahulu dilarutkan dengan pelarut berupa larutan buffer atau dengan aquabides sesuai dengan volume pada label botol, dan memiliki masa kadaluarsa yang pendek apabila sudah dilarutkan, kira-kira 1 sampai 3 bulan<sup>[5]</sup>. Reagen yang digunakan terdiri dari reagen ASAT dan ALAT.

**Reagen ASAT berisi antara lain :**

reagen 1 :	TRIS	pH 7,65	80 mmol/l
	L-aspartat		240 mmol/l
	MDH ( Malate dehydrogenase )		≥ 600 u/l
	LDH ( lactate dehydrogenase )		≥ 900 u/l
reagen 2 :	2-oxoglutarate		12 mmol/l
	NADH		0,18 mmol/l

**Reagen ALAT yang berisi antara lain:**

reagen 1	TRIS	pH 7,15	100 mmol/l
	L-alanine		500 mmol/l
	LDH ( lactate dehydrogenase )		≥ 1700 u/l
reagen 2	2-oxoglutarate		15 mmol/l
	NADH		0,18 mmol/l

Reagen ini stabil sampai pada tanggal kadaluarsa bila disimpan pada suhu 2-8 °C. Reagen harus terhindar dari cahaya dan kontaminasi dengan zat lain<sup>[6]</sup>.

**Cara Kerja**

- Dicampurkan empat bagian reagen 1 dengan satu bagian reagen 2 (monoreagen).

- Diambil 1 ml monoreagen, dimasukkan ke dalam tabung reaksi, inkubasi pada suhu 37 °C minimal 1 jam.
- Ditambahkan serum/ sampel/ serum normal sebanyak 0,1 ml.
- Dikocok dan inkubasi dalam waterbath pada suhu 37 °C selama 1 menit.
- Dibaca absorban sampel dengan photometer pada panjang gelombang

340 nm, swith Filter K20 dan faktor 1745.

- Photometer secara otomatis mengulang pembacaan kedua, ketiga, dan terakhir, hasil pembacaan yang digunakan adalah yang terakhir. Nilai absorban serum normal yang diuji harus sesuai dengan kontrol kualitas internal yang direkomendasikan<sup>[4]</sup>.
- Pada saat pemeriksaan, suhu reagen dalam kuvet harus sesuai dengan yang dikehendaki, suhu harus dijaga konstan ( $\pm 0,5^{\circ}\text{C}$ ) selama pemeriksaan<sup>[3]</sup>.

#### Cara Penilaian

Penilaian peserta dilakukan menggunakan sistem "Indeks Varians" (Varians Index, VI). Pada sistem penilaian VI digunakan "chosen coefficient of variation" (CCV) sebagai pengganti "Standart Deviation" (SD). Dengan penilaian VI dapat diketahui penyimpangan hasil pemeriksaan terhadap nilai target. Selain itu dengan digunakannya CCV maka dapat dibandingkan hasil antar negara yang menggunakan sistem yang sama. Tabel CCV untuk SGOT adalah 12,5 % sedang tabel CCV untuk GPT adalah 7,3 %. CCV merupakan skala atau satuan yang menjadi patokan untuk menentukan sejauh mana hasil pemeriksaan menyimpang dari hasil yang diharapkan.

Pada saat ini Program Pemantapan Mutu WHO, "International External Quality Assesment Scheme", IEQAS menggunakan sistem yang sama dan telah menetapkan CCV masing-masing parameter sebagai berikut<sup>[4]</sup>.

Tabel 1. Nilai CCV yang digunakan untuk seluruh parameter kimia klinik.

No.	Parameter	CCV ( % )
1.	Bilirubin	19,2
2.	Kolesterol	7,6
3.	Kreatinin	8,9
4.	Glukosa	7,7
5.	Protein Total	3,9
6.	Ureum	5,7
7.	Asam Urat	7,7
8.	Trigliserida	7,6
9.	<b>SGOT</b>	<b>12,5</b>
10.	<b>SGPT</b>	<b>17,3</b>
11.	Kalsium	4,0
12.	Albumin	7,5

Tolok ukur yang digunakan adalah % Variasi ( V ), yaitu selisih hasil pemeriksaan peserta terhadap nilai target yang dinyatakan dalam persen nilai target<sup>[4]</sup>.

$$V = \frac{X - \text{Nilai Target}}{\text{Nilai Target}} \times 100$$

"Variance Index" ( VI ), yaitu % variasi yang dibagi dengan CCV untuk masing-masing parameter dan dikalikan faktor 100.

$$VI = \frac{V}{CCV} \times 100$$

”Variance Index Score” (VIS), yaitu nilai VI yang nilai maksimumnya dibatasi sampai 400 ( berarti kemungkinan untuk nilai yang diperoleh adalah  $VI < 400$ ,  $VIS = VI$  dan untuk nilai  $VI > 400$ ,  $VIS = 400$ )<sup>[4]</sup>.

Tabel 2. Tabel Penilaian ” Variance Index Score ” ( VIS )

No.	NILAI	KRITERIA
1.	0 - 100	Baik
2.	101 - 200	Cukup
3.	201 - 300	Kurang
4.	301 - 400	Buruk

### III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Tabel 3. Hasil evaluasi GOT

HASIL EVALUASI GOT									
No. Urut	No. data	Sik-lus	Thn	Lab pengguna Photometer 4010 (buah)	Lab. pemakai Metode IFCC(buah)	Jumlah Lab. Peserta ( buah )	Hasil lab. Yankes	Hasil Depkes	Nilai VIS
1.	1.	I	2000	-	302	638	104,00	139,00	201
	2.	II		-	288	612	19,00	26,00	215
2.	3.	I	2001	-	349	693	24,50	27,65	91
	4.	II		-	347	691	114,50	131,50	103
3.	5.	III	2002	39	152	298	20,00	30,00	267
	6.	IV		39	149	297	105,00	127,00	139
4.	7.	I	2004	26	218	340	30,50	31,10	15
	8.	II		27	218	341	146,00	139,50	37
	9.	III		23	202	309	30,00	31,00	26
	10.	IV		22	199	309	150,00	145,00	28
5.	11.	I	2005	24	249	380	27,50	26,00	46
	12.	II		24	248	381	145,50	130,00	95
	13.	III		25	251	381	28,00	30,50	66
	14.	IV		25	245	378	144,00	137,50	38
6.	15.	I	2006	63	276	406	41,50	38,35	66
	16.	II		51	217	321	174,30	159,00	77

Tabel 3 memperlihatkan hasil pemeriksaan GOT terhadap serum kontrol dari Depkes. Pada kolom ke 3 terdapat kata siklus artinya adalah periode waktu pemeriksaan yang

dilaksanakan, dengan masing-masing siklus ini diperiksa pada tanggal yang berbeda dan sampel yang berbeda. Pada siklus I tahun 2000 tidak tercantum jumlah laboratorium yang menggunakan

photometer 4010, mungkin ini disebabkan karena Depkes tidak memasukkan kategori alat, hanya menghitung jumlah laboratorium pemakai metode yang sama, laboratorium yang menggunakan metoda IFCC adalah 302 buah dari 638 peserta sedang nilai VIS adalah 201 masuk pada kriteria penilaian "kurang", pada siklus 2 laboratorium yang menggunakan metode IFCC adalah 288 dari 612 peserta sedang nilai VIS adalah 215 masuk pada kriteria penilaian "kurang". Pada siklus I tahun 2001 jumlah laboratorium yang menggunakan photometer 4010 juga tidak tercantum sama masalahnya pada tahun 2000, sedang peserta yang menggunakan metode IFCC adalah 349 dari 693 peserta sedang nilai VIS adalah 91 masuk kepada kriteria "baik", siklus II jumlah peserta yang menggunakan metode IFCC adalah 347 dari 691 peserta sedang nilai VIS adalah 103 masuk kepada kriteria "cukup".

Pada tahun 2002 Yankes hanya mengikuti 2 siklus yaitu siklus III dan IV, pada siklus III peserta yang menggunakan photometer 4010 adalah 39 buah dan yang menggunakan metode IFCC 152 dari 298 peserta, sedang nilai VIS adalah 267 masuk pada kriteria "kurang". pada siklus IV peserta yang menggunakan photometer 4010 sebanyak 39 buah dan yang menggunakan metoda IFCC 149 buah dari 297 peserta sedang

nilai VIS adalah 139 masuk pada kriteria "cukup".

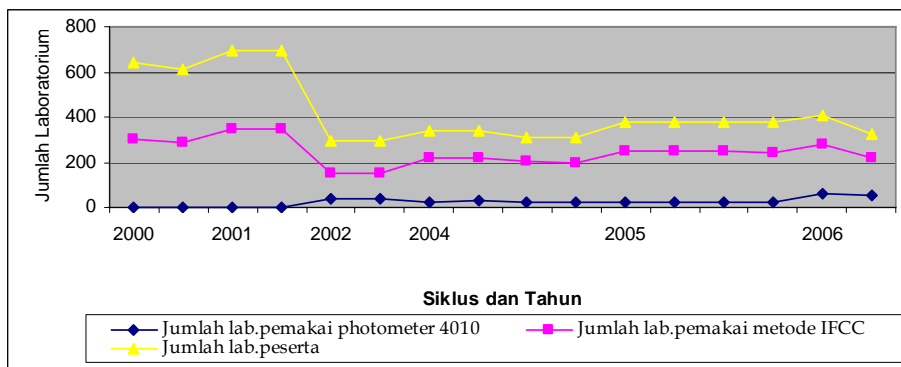
Pada tahun 2003 hasil evaluasi tidak diterima oleh yankes. Tahun 2004 yankes mengikuti siklus I sampai siklus IV, peserta yang menggunakan alat photometer 4010 berturut-turut adalah 26 dari 340 peserta, 27 dari 341 peserta, 23 dari 309 peserta dan 22 dari 309 peserta, serta yang menggunakan metode IFCC berturut-turut adalah 218 dari 340 peserta, 218 dari 341 peserta, 202 dari 309 peserta, dan 199 dari 309 peserta, sedang nilai VIS yang diperoleh pada siklus I adalah 15, siklus II adalah 37, siklus III adalah 26, dan siklus IV adalah 28 dan semua siklus pada tahun 2004 masuk kriteria "baik".

Tahun 2005 yankes juga mengikuti siklus I sampai siklus IV, peserta yang menggunakan alat photometer 4010 berturut turut adalah 24 dari 380 peserta, 24 dari 381 peserta, 25 dari 381 peserta dan 25 dari 378 peserta, serta yang menggunakan metoda IFCC berturut-turut adalah 249 dari 380 peserta, 248 dari 381 peserta, 251 dari 381 peserta, dan 245 dari 378 peserta, sedang nilai VIS yang diperoleh pada siklus I adalah 46, siklus II adalah 95, siklus III adalah 66, dan siklus IV adalah 38 dan semua siklus pada tahun 2005 masuk kriteria "baik".



Pada tahun 2006 Depkes melaksa-nakan 2 siklus, pada siklus I peserta yang menggunakan photometer 4010 adalah 63 dari 406 peserta sedang siklus II adalah 51 dari 302 peserta, sedang yang menggunakan metoda

IFCC pada siklus I adalah 276 dari 406 peserta, siklus II adalah 217 dari 302 peserta, sedang nilai VIS pada siklus I adalah 66 masuk pada kriteria " baik ", sedang siklus II adalah 77 masuk pada kriteria " baik".

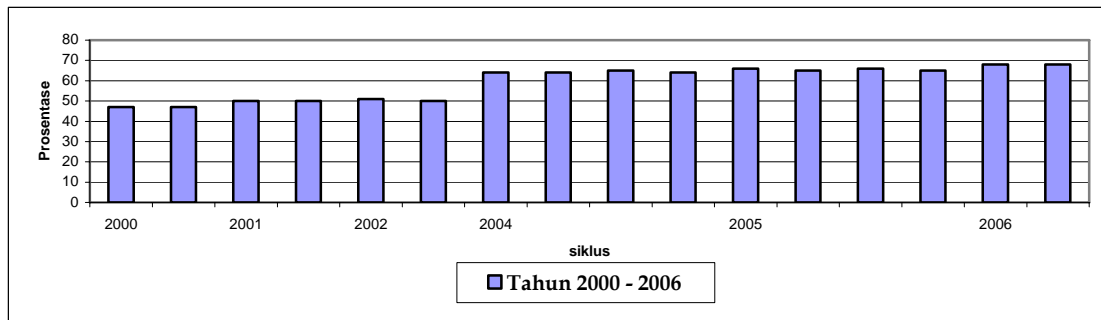


Gambar 1. Jumlah laboratorium pengguna metode IFCC pada pemeriksaan GOT

Gambar 1 memperlihatkan jumlah laboratorium pemakai photometer 4010 yang menggunakan metode IFCC pada pemeriksaan GOT dan jumlah seluruh laboratorium peserta pada tahun 2000- 2006. Pada tahun 2000 dan 2001 jumlah pemakai photometer 4010 tidak tercantum, jumlah pemakai metode IFCC lebih tinggi dibandingkan tahun berikutnya bahkan jumlah peserta sangat tinggi mencapai 693 buah, mungkin ini disebabkan karena Depkes tidak mencantumkan jumlah laborato-rium pemakai photometer 4010, berarti

jumlah peserta dihitung tanpa melihat alat yang dipakai.

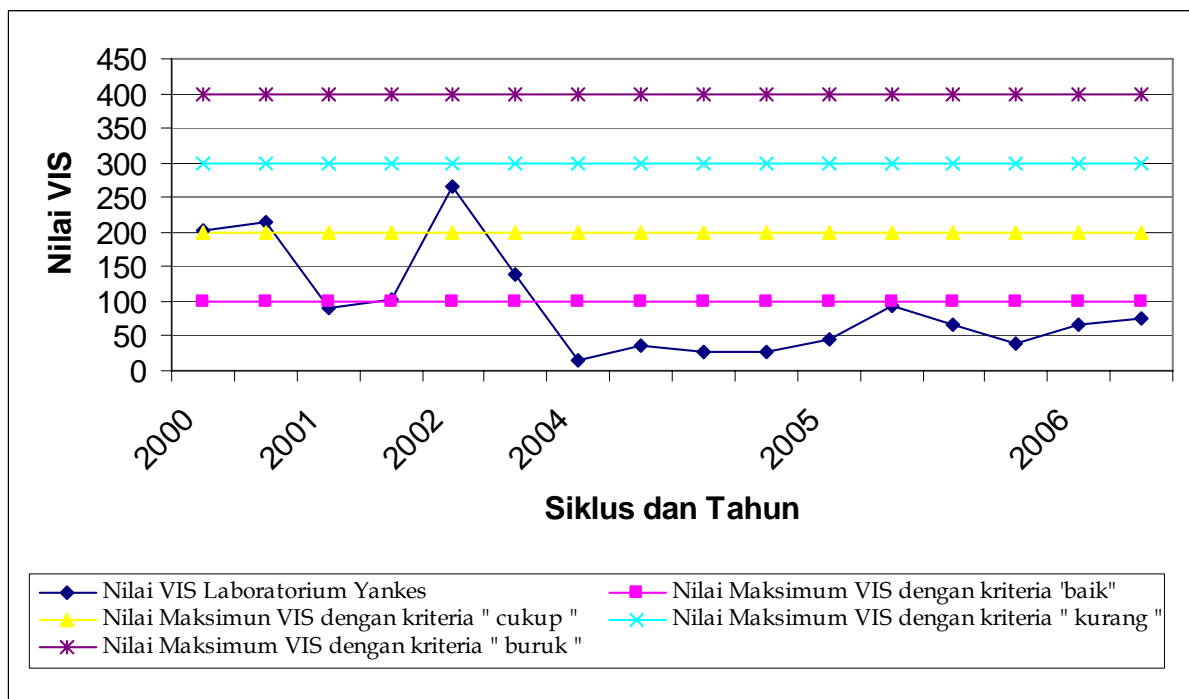
Sejak tahun 2002 sampai 2006 jumlah laboratorium pengguna metoda IFCC yang memakai photometer 4010 hampir selalu stabil dibandingkan dengan jumlah peserta. Tahun 2000 sampai 2002 masing- masing ada 2 siklus, tahun 2004 sampai 2005 masing- masing 4 siklus, dan tahun 2006 ada 2 siklus.



Gambar 2. Prosentase laboratorium pemakai metode IFCC pada pemeriksaan GOT

Gambar 2 memperlihatkan prosen-tase laboratorium yang menggunakan metode IFCC pada pemeriksaan GOT. Dari tahun 2000 – 2002 laboratorium pengguna metoda

IFCC hampir sama untuk setiap tahunnya, dari tahun 2004 – 2006 laboratorium pengguna metoda IFCC juga hampir sama.



Gambar 3. Nilai VIS untuk GOT laboratorium Yankes

Gambar 3 memperlihatkan nilai VIS laboratorium Yankes PTKMR pada pemeriksaan GOT. Dari 16 buah data yang ada, 11 buah data masuk pada nilai kriteria "baik" ( 15- 95 ), 2

buah data masuk pada nilai kriteria "cukup" ( 103 – 139 ), dan 3 data masuk pada nilai kriteria "kurang" (201- 267). Nilai "kurang" yang diperoleh pada siklus III tahun 2002 atau "cukup"

mungkin disebabkan beberapa faktor antara lain:

ketepatan waktu, suhu, dan masa inkubasi yang kurang sempurna. Untuk mendapatkan nilai "baik" ada beberapa hal yang harus diperhatikan

antara lain adalah: penyimpanan serum kontrol, cara melarutkan, batas waktu pemeriksaan supaya nilai tetap stabil untuk pemeriksaan tertentu, suhu ruangan, suhu water bath dan peralatan yang digunakan harus yang terkalibrasi

Tabel 4. Hasil evaluasi GPT

HASIL EVALUASI GPT									
No. urut	No. data	Sik-lus	Thn	Lab pengguna photometer 4010( buah )	Lab. pemakai metode IFCC(buah)	Jumlah lab. Peserta ( buah )	Nilai lab. Yankes	Nilai lab. Depkes	VIS
1.	1.	I	2000	-	303	638	117,30	143,15	104
	2.	II		-	285	612	16,00	23,00	176
2.	3.	I	2001	-	345	690	26,00	31,40	99
	4.	II		-	339	688	112,00	130,00	80
3.	5.	I	2002	36	151	300	19,00	25,00	139
	6.	II		37	149	299	91,00	91,00	0
	7.	III		40	149	296	13,00	28,00	310
	8.	IV		39	148	295	75,00	94,00	117
4.	9.	I	2004	25	220	342	24,50	24,50	0
	10	II		26	216	342	102,00	92,00	63
	11	III		24	200	309	29,00	28,00	21
	12	IV		23	201	310	86,00	84,00	14
5.	13	I	2005	23	253	382	22,00	22,00	0
	14	II		24	247	381	84,00	86,35	16
	15	III		25	249	380	23,00	23,50	12
	16	IV		24	243	381	87,00	95,50	51
6.	17	I	2006	60	272	404	34,40	31,30	57
	18	II		50	217	321	100,40	96,70	22

Tabel 4 memperlihatkan hasil pemeriksaan GPT terhadap serum kontrol dari Depkes. Pada siklus I tahun 2000 tidak tercantum jumlah laboratorium yang menggunakan photometer 4010, mungkin ini disebabkan karena Depkes tidak memasukkan kategori alat, hanya menghitung jumlah laboratorium

pemakai metode yang sama, laboratorium yang menggunakan metoda IFCC adalah 285 buah dari 612 peserta sedang nilai VIS adalah 176 masuk pada kriteria penilaian "cukup", pada siklus 2 laboratorium yang menggunakan metode IFCC adalah 303 dari 638 peserta sedang nilai VIS adalah 104 masuk pada kriteria

penilaian "cukup". Pada siklus I tahun 2001 jumlah laboratorium yang menggunakan photometer 4010 juga tidak tercantum sama halnya seperti tahun 2000, sedang peserta yang menggunakan metode IFCC adalah 345 dari 690 peserta sedang nilai VIS adalah 99 masuk kepada kriteria "baik", siklus II jumlah peserta yang menggunakan metode IFCC adalah 339 dari 688 peserta sedang nilai VIS adalah 80 masuk kepada kriteria "baik".

Pada siklus I tahun 2002 peserta yang menggunakan photometer 4010 sebanyak 36 buah dan yang menggunakan metoda IFCC 151 dari 300 peserta sedang nilai VIS adalah 139 masuk pada kriteria "cukup", pada siklus II peserta yang menggunakan photometer 4010 adalah 37 buah dan yang menggunakan metoda IFCC adalah 149 dari 299 peserta, sedang nilai VIS adalah 0 masuk kriteria "baik", siklus III yang menggunakan photometer 4010 adalah 40 dan yang menggunakan metode IFCC adalah 149 dari 296 peserta, sedang nilai VIS adalah 310 masuk pada kategori "buruk", siklus IV yang menggunakan photometer 4010 adalah 39 buah dan yang menggunakan metode IFCC adalah 148 dari 295

peserta, sedang nilai VIS adalah 117 masuk pada kriteria "cukup".

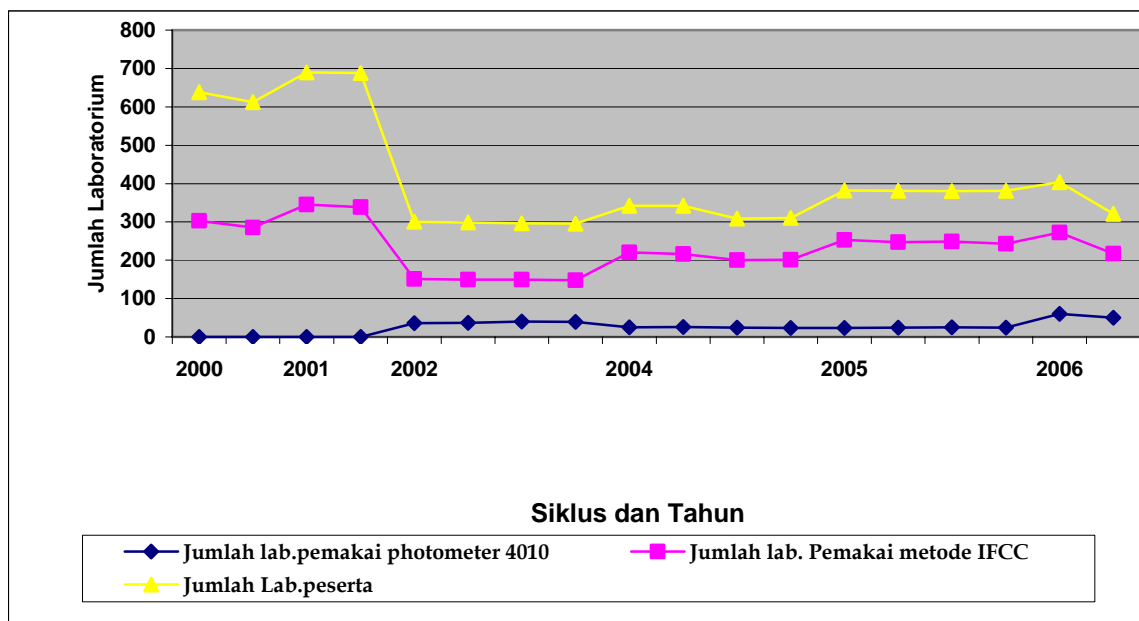
Pada tahun 2003 hasil evaluasi tidak diterima oleh yankes. Tahun 2004 yankes mengikuti siklus I sampai siklus IV, peserta yang menggunakan alat photometer 4010 berturut-turut adalah 25 dari 342 peserta, 26 dari 342 peserta, 24 dari 309 peserta dan, dan 23 dari 310 peserta, serta yang menggunakan metode IFCC berturut-turut adalah 220 dari 342 peserta, 216 dari 342 peserta, 200 dari 309 peserta, dan 201 dari 310 peserta, sedang nilai VIS yang diperoleh pada siklus I adalah 0, siklus II adalah 63, siklus III adalah 21, dan siklus IV adalah 14 dan semua siklus pada tahun 2004 masuk kriteria "baik".

Tahun 2005 yankes juga mengikuti siklus I sampai siklus IV, peserta yang menggunakan alat photometer 4010 berturut turut adalah 23 dari 382 peserta, 24 dari 381 peserta, 25 dari 380 peserta dan 24 dari 381 peserta, serta yang menggunakan metoda IFCC berturut-turut adalah 253 dari 382 peserta, 247 dari 381 peserta, 249 dari 380 peserta, dan 243 dari 381 peserta, sedang nilai VIS yang diperoleh pada siklus I adalah 0, siklus II adalah 16, siklus III adalah 12, dan

siklus IV adalah 51 dan semua siklus pada tahun 2005 masuk kriteria "baik".

Pada tahun 2006 Depkes melaksanakan 2 siklus, pada siklus I peserta yang menggunakan photometer 4010 adalah 60 dari 404 peserta sedang siklus II adalah 50 dari 321

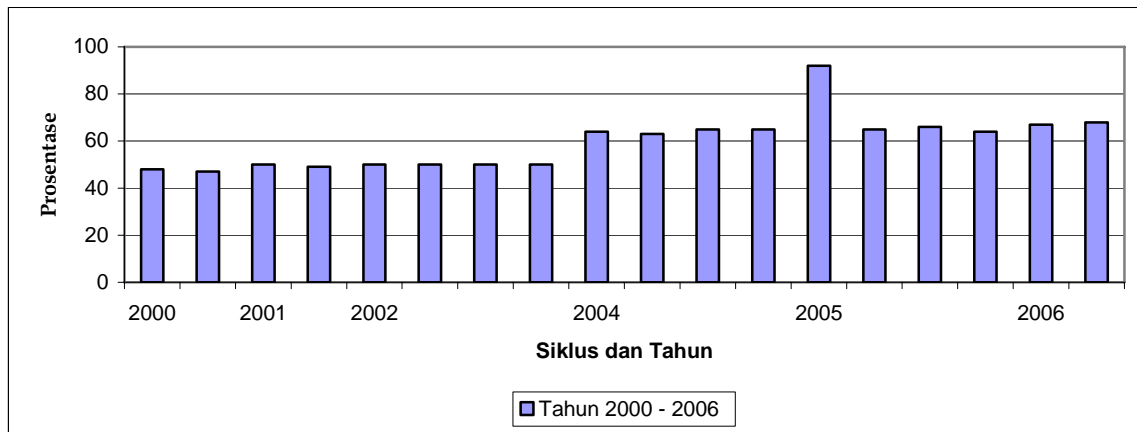
peserta, sedang yang menggunakan metoda IFCC pada siklus I adalah 272 dari 404 peserta, siklus II adalah 217 dari 321 peserta, sedang nilai VIS pada siklus I adalah 57 masuk pada kriteria "baik", sedang siklus II adalah 22 masuk pada kriteria "baik".



Gambar 4. Jumlah laboratorium yang menggunakan metoda IFCC pada pemeriksaan GPT

Gambar 4 memperlihatkan jumlah laboratorium yang menggunakan metode IFCC dan alat photometer 4010 pada pemeriksaan GPT dan jumlah seluruh laboratorium peserta pada tahun 2000 - 2006. Pada tahun 2000 dan 2001 jumlah pemakai photometer 4010 tidak tercantum, jumlah pemakai metode IFCC meningkat bahkan jumlah peserta sangat tinggi sampai 638 buah, mungkin ini disebabkan karena belum ada ketentuan

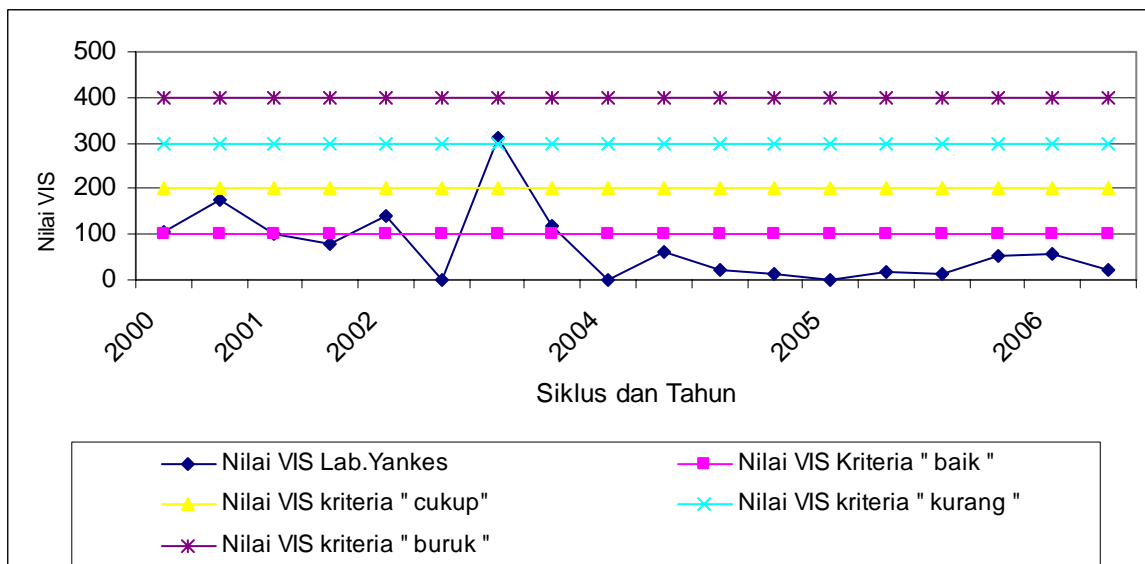
bahwa alat yang digunakan juga harus sama. Pada tahun 2002 jumlah laboratorium pemakai metoda IFCC hampir selalu sama untuk setiap siklus. Tahun 2004 peserta meningkat pada siklus I dan menurun kembali pada siklus II dan III. Pada tahun 2005 peserta agak meningkat pada siklus I dan agak stabil pada siklus berikutnya. Pada tahun 2006 agak meningkat pada siklus I dan turun kembali pada siklus II.



Gambar 5. Prosentase laboratorium yang menggunakan metode IFCC pada pemeriksaan GPT

Gambar 5 memperlihatkan prosentase laboratorium yang menggunakan metode IFCC pada pemeriksaan GPT. Tahun 2000 sampai tahun 2002 pengguna metoda IFCC agak stabil. Pada tahun 2004 agak meningkat dan agak stabil untuk setiap

siklus. Pada siklus I tahun 2005 terjadi peningkatan yang menyolok lebih dari 90 % pengguna metode IFCC, dan menurun kembali pada siklus II sampai IV dan masih agak stabil pada siklus I dan II tahun 2006.



Gambar 6. Nilai VIS untuk GPT Laboratorium Yankes

Gambar 6 memperlihatkan Nilai VIS Laboratorium Yankes pada pemeriksaan GPT. Ada 17 buah data nilai VIS dari tahun 2000 sampai 2006. 13 buah data masuk kriteria " baik ", 3 buah data masuk kriteria " cukup", dan 1 buah data masuk kriteria " buruk". Nilai " buruk" yang diperoleh pada siklus III tahun 2002 mungkin disebabkan beberapa faktor antara lain: ketepatan waktu, suhu, dan masa inkubasi yang kurang sempurna. Untuk mendapatkan nilai "baik" ada beberapa hal yang harus diperhatikan antara lain adalah: penyimpanan serum kontrol, cara melarutkan, batas waktu pemeriksaan, supaya nilai tetap stabil untuk pemeriksaan tertentu, suhu ruangan, suhu *water bath* dan peralatan yang digunakan harus yang terkalibrasi.

#### IV. KESIMPULAN

Berdasarkan hasil evaluasi dari PNPMEK-K sebagian besar dari laboratorium klinik di Indonesia menggunakan metode IFCC pada pemeriksaan GOT dan GPT, ini terbukti dari hasil evaluasi tahun 2000 sampai 2006, namun penggunaan alat photometer 4010 masih sedikit. Dari hasil evaluasi terhadap nilai VIS,

laboratorium klinik yankes banyak memperoleh kriteria "baik", walau ada beberapa nilai " cukup" dan nilai " kurang" untuk GOT dan GPT serta 1 kali nilai " buruk" untuk GPT. Ini terjadi pada tahun 2002. Mungkin ini disebabkan karena pada waktu itu suhu di dalam ruangan kurang memenuhi syarat, Inkubasi reagen yang tidak sempurna serta tidak mencapai suhu yang dikehendaki dan pengukuran sampel kurang tepat waktu yaitu tidak pada saat sempurnanya reaksi antara enzim dan substrat atau biasa disebut pada *zero order*.

#### DAFTAR PUSTAKA

1. DIAGNOSTIKA, Buku Prosedur Reagensia Kimia Klinik, PT. Segara Husada Mandiri.
2. Lokakarya Pendidikan Berkesinambungan Patologi Klinik tahun 2005, Departemen Patologi Klinik, Fakultas Kedokteran Universitas Indonesia, Jakarta.
3. SRI SARDINI, Uji Kinerja Photometer 4010, Prosiding Pertemuan dan Presentasi Ilmiah Fungsional Teknis Non Peneliti, Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi BATAN, Jakarta, 17 Juli 2007.
4. Program Nasional Pemantapan Mutu Eksternal Kimia Klinik, Direktorat Bina Pelayanan Penunjang Medik, Direktorat Jenderal Bina Pelayanan Medik, Departemen Kesehatan Republik Indonesia, 2006.

5. HUMAN, Pedoman Kerja Clinical Chemistry, PT.Sali Polapa Bersama.
6. Direction for Use, DSI Reagent, PT. DIAGNOSTIKA SISTEM INDONESIA.

### **Tanya Jawab**

**Penanya : Farida T  
(PTKMR-BATAN)**

#### **Pertanyaan :**

1. Judul, Penentuan .... dan seterusnya, tetapi tujuan dari pemeriksaan ini... dan seterusnya. Apa hubungannya dengan kekeliruan pimpinan laboratorium (dibahas) ?
2. Metode apa untuk penilaian ini, mengingat data yang digunakan sekunder ?

**Jawab : Sri Sardini  
(PTKMR-BATAN)**

1. Tujuan dari pemeriksaan ini adalah untuk mengenali kesalahan sistematik dan pengaruh zat sampingan, sebagai kontrol seluruh daerah pemeriksaan, menghindari kekeliruan pemeriksaan sehingga pimpinan mengetahui kekeliruan dari pemeriksaan laboratorium tersebut dan untuk mengetahui kualitas laboratorium serta meningkatkan reproduksibilitas hasil-hasil laboratorium.
2. Metode "Variance indeks score" (VIS) yaitu nilai VI yang nilai maksimumnya dibatasi sampai 400, sedang "Variance Index" ( VI ) yaitu % variasi yang dibagi dengan CCV untuk masing- masing parameter dan dikalikan faktor 100.



## ANALISIS UNSUR-UNSUR PENGOTOR DALAM SERBUK U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> HASIL KALSINASI ENDAPAN NATRIUM DIURANAT

Torowati, Ngatijo, Asminar, Rahmiati  
Pusat Teknologi Bahan Bakar Nuklir – BATAN

### ABSTRAK

**ANALISIS KANDUNGAN UNSUR-UNSUR PENGOTOR DALAM SERBUK U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> HASIL KALSINASI ENDAPAN NATRIUM DIURANAT.** Serbuk uranium oksida yang akan digunakan untuk bahan bakar suatu reaktor nuklir perlu dilakukan pengujian kendali kualitas yang sangat ketat. Salah satu tindakan kendali kualitas adalah analisis kandungan unsur-unsur pengotornya, hal ini bertujuan untuk mengetahui tingkat kemurnian serbuk tersebut. Dalam percobaan ini telah dilakukan analisis unsur-unsur pengotor dalam serbuk U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> hasil kalsinasi endapan natrium diuranat (Na<sub>2</sub>U<sub>2</sub>O<sub>7</sub>) menggunakan spektrofotometer serapan atom (AAS). Dari analisis tersebut diperoleh kandungan unsur-unsur pengotor Fe, Mg, Cr, Cu, Ni dan Pb masing-masing adalah : (17,580 ± 0,597) ppm, (5,737±0,102) ppm, (34,146 ± 0,279) ppm, (12,094 ± 0,364) ppm, (14,253 ± 0,597) ppm dan (31,594 ± 0,1620) ppm. Hasil kandungan unsur-unsur pengotor tersebut tidak melebihi spesifikasi yang telah ditetapkan sebagai bahan bakar untuk suatu reaktor nuklir.

Kata kunci : U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>, Na<sub>2</sub>U<sub>2</sub>O<sub>7</sub>, Kalsinasi.

### ABSTRACT

**THE ANALYSIS OF IMPURITIES IN U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> POWDER PRODUCED FROM SODIUM DIURANAT CALCINATION.** The uranium oxide powder used for nuclear reactor fuels needs to undergo a strict quality control process. One of the quality control measurement required in the process is the analysis of impurities content. Such an analysis has been conducted for U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> powder produced from the calcinations of Na<sub>2</sub>U<sub>2</sub>O<sub>7</sub> by using an atomic absorbance spectrophotometer. The results of the analysis showed that the contents of Fe, Mg, Cr, Cu, Ni, and Pb as elements of impurities were are (17.580 ± 0.597) ppm, (5.737±0.102) ppm, (34.146 ± 0.279) ppm, (12.094 ± 0.364) ppm, (14.253 ± 0.597) ppm and (31.594 ± 0.1620) ppm respectively. The impurities contents of the U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> powder observed are below the maximum limits of impurities contents allowed for nuclear reactor fuels.

Key words : U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>, Na<sub>2</sub>U<sub>2</sub>O<sub>7</sub>, calcination.

## I. PENDAHULUAN

Di dalam proses produksi serbuk UO<sub>2</sub> untuk pembuatan bahan bakar suatu reaktor nuklir selalu melalui produk antara seperti U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>. Serbuk U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> dapat diperoleh dengan cara kalsinasi, antara lain dari endapan natrium diuranat

(Na<sub>2</sub>U<sub>2</sub>O<sub>7</sub>), yang selanjutnya serbuk U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> dilakukan proses reduksi menjadi serbuk UO<sub>2</sub><sup>[1]</sup>. Uranium yang digunakan untuk pembuatan bahan bakar suatu reaktor nuklir harus mempunyai tingkat kemurnian yang tinggi (*nuclear grade*). Meskipun di dalam serbuk UO<sub>2</sub> tersebut masih mengandung unsur-unsur

pengotor tetapi tidak boleh melebihi dari spesifikasi yang telah ditetapkan untuk pembuatan bahan bakar suatu reaktor nuklir tersebut. Oleh karena itu produk yang dihasilkan dari suatu proses produksi serbuk uranium oksida harus dilakukan pengujian kendali kualitas yang sangat ketat. Salah satu dari uji kendali kualitas tersebut adalah untuk mengetahui kandungan unsur-unsur pengotornya.

Dalam makalah ini telah dilakukan analisis kandungan unsur-unsur pengotor dalam serbuk uranium oksida berupa  $U_3O_8$  hasil kalsinasi endapan  $Na_2U_2O_7$ . Serbuk  $U_3O_8$  yang digunakan merupakan serbuk antara untuk membuat serbuk  $UO_2$ , yang selanjutnya digunakan sebagai bahan utama untuk membuat bahan bakar suatu reaktor nuklir daya. Salah satu metode untuk analisis unsur-unsur pengotor ini adalah secara spektrofotometri serapan atom (AAS).

Tujuan dari analisis kandungan unsur-unsur pengotor ini adalah untuk mengetahui tingkat kemurnian dari serbuk uranium yang akan digunakan untuk membuat bahan bakar reaktor nuklir.

## II. TEORI

### Serbuk Uranium Oksida

Serbuk Uranium oksida berupa  $U_3O_8$  merupakan salah satu hasil antara di dalam proses pembuatan serbuk  $UO_2$ . Serbuk  $UO_2$  merupakan salah satu bahan bakar nuklir utama untuk pembuatan bahan bakar suatu reaktor nuklir daya. Oleh karena itu serbuk ini harus mempunyai tingkat kemurnian yang tinggi (*nuclear grade*). Meskipun serbuk ini masih mengandung unsur-unsur pengotor tetapi konsentrasi dari unsur-unsur tersebut harus sesuai dengan spesifikasi yang telah ditentukan untuk pembuatan bahan bakar suatu reaktor nuklir tersebut<sup>[1,2]</sup>.

Kandungan unsur-unsur pengotor di dalam serbuk  $UO_2$  yang diijinkan/sesuai dengan spesifikasi untuk pembuatan bahan bakar suatu reaktor nuklir daya disajikan pada Tabel 1.<sup>[2]</sup>

Serbuk  $U_3O_8$  dapat dihasilkan dengan cara proses kalsinasi endapan uranium, seperti endapan natrium diuranat ( $Na_2U_2O_7$ ), ammonium diuranat  $\{(NH)_4U_2O_7\}$ , Ammonium uranil karbonat  $\{(NH)_4UO_2(CO)_3\}$  dan lain-lain. Dalam makalah ini Serbuk  $U_3O_8$  merupakan hasil kalsinasi endapan  $Na_2U_2O_7$  dengan suhu  $900^\circ C$  selama 4 jam.

Tabel 1. Spesifikasi kandungan maksimum unsur-unsur pengotor di dalam serbuk uranium yang digunakan untuk pembuatan bahan bakar reaktor nuklir daya.<sup>[2]</sup>

No.	Unsur	Kadar (ppm)	No.	Unsur	Kadar (ppm)
1.	Fe	100	11.	F	10
2.	Ni	30	12.	Gd	0,5
3.	Al	50	13.	Mg	50
4.	Ca	50	14.	Mn	10
5.	Cd	0,2	15.	Mo	50
6.	Cl	15	16.	N	80
7.	Co	75	17.	Pb	60
8.	Cr	100	18.	Si	60
9.	Cu	20	19.	Sn	50
10.	Dy	0,15	20.	V	100

### Spektrofotometri Serapan Atom (AAS)

Spektrofotometri serapan atom merupakan salah satu metode untuk analisis unsur-unsur dalam suatu sampel baik secara kualitatif maupun kuantitatif. Prinsip dari analisis dengan AAS ini didasarkan pada proses penyerapan energi oleh atom-atom yang berada pada tingkat tenaga dasar (*ground state*). Penyerapan energi tersebut akan mengakibatkan tereksitasinya elektron dalam kulit atom ke tingkat tenaga yang lebih tinggi (*excited state*). Akibat dari proses penyerapan radiasi tersebut elektron dari atom-atom bebas tereksitasi ini tidak stabil dan akan kembali ke keadaan semula disertai pemancaran energi radiasi dengan panjang gelombang tertentu dan karakteristik untuk setiap

unsur.<sup>(3)</sup>

Hubungan serapan dengan konsentrasi atom dirumuskan dalam hukum Lambert Beer yaitu :

$$\text{Log} \frac{I_0}{I_t} = A \dots\dots\dots (1)$$

$$A = a.b.c \dots\dots\dots (2)$$

dengan :

$I_0$  = intensitas mula-mula

$I_t$  = intensitas sinar yang diteruskan

A = absorbansi

a = koefisiensi atom-atom yang mengabsorbsi

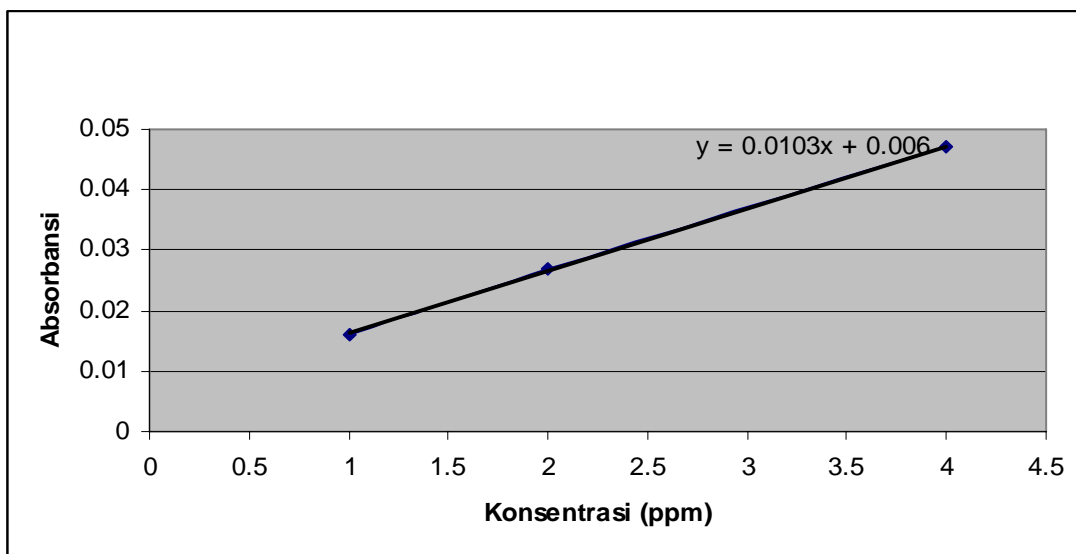
b = panjang medium

c = konsentrasi atom- atom yang mengabsorbsi

Dari persamaan 2 tersebut di atas menunjukkan bahwa absorbansi berbanding lurus dengan konsentrasi

atom pada tingkat tenaga dasar. Besarnya konsentrasi atom-atom ini sebanding dengan konsentrasi unsur dalam larutan yang dianalisis. Dengan demikian dalam analisis ini dengan membuat kurva kalibrasi hubungan konsentrasi terhadap

absorbansi larutan standar akan diperoleh garis lurus (pada konsentrasi tertentu), yang disebut dengan kurva kalibrasi. Contoh grafik kurva kalibrasi dapat dilihat seperti pada Gambar 1.



Gambar 1. Contoh kurva kalibrasi hubungan antara konsentrasi terhadap absorbansi.

Dari kurva kalibrasi tersebut di atas akan mempunyai persamaan garis lurus sebagai berikut :

$$Y = a + b X \dots\dots\dots(3)$$

dengan :

Y = konsentrasi unsur dalam cuplikan (ppm)

X = absorbansi hasil pengukuran cuplikan (ppm)

a = intersep

b = gradien

Dengan menginterpolasikan absorbansi unsur dalam larutan cuplikan

ke kurva kalibrasi atau dengan memasukkan absorbansi tersebut ke dalam persamaan regresi linier untuk masing-masing unsur, maka konsentrasi unsur dalam larutan cuplikan tersebut dapat ditentukan.

Selanjutnya kandungan masing-masing unsur pengotor di dalam cuplikan serbuk uranium (Kadar) yang dianalisis dapat dihitung dengan persamaan sebagai berikut<sup>(4)</sup> :

$$\text{Kadar} = \frac{A \cdot V}{B} \text{ ppm} \dots\dots\dots(4)$$

dengan :

A = Konsentrasi hasil interpolasi dari kurva kalibrasi ( $\mu\text{g/ml}$ )

V = Volume labu ukur untuk pengenceran cuplikan (ml)

B = Berat cuplikan (g).

### III. METODE PERCOBAAN

#### 2.1. Bahan

Serbuk  $\text{U}_3\text{O}_8$ ,  $\text{HNO}_3$ , TBP, Hexana, larutan standar untuk unsur Ni, Fe, Cr, Cu, Mg dan Pb, air bebas mineral.

#### 2.2. Alat

Seperangkat alat spektrofotometer serapan atom Variant *Type* 1475, corong pemisah, *hotplate*, pengaduk magnet dan peralatan gelas.

#### 2.3. Tata Kerja

##### A. Membuat larutan standar untuk kalibrasi.

1. Membuat larutan standar untuk masing-masing unsur yang akan dianalisis dengan konsentrasi seperti pada Tabel 2.
2. Mengukur absorbansi unsur-unsur yang ada dalam larutan cuplikan.

Tabel 2.

Konsentrasi larutan standar unsur-unsur yang akan dianalisis.

No.	Unsur	Konsentrasi (ppm)		
1.	Fe	2	4	8
2.	Mg	0,1	0,2	0,4
3.	Cr	1	2	4
4.	Cu	0,4	0,8	1,0
5.	Ni	0,8	1,6	3,2
6.	Pb	1	2	3

##### B. Preparasi cuplikan.

1. Menimbang serbuk cuplikan  $\text{U}_3\text{O}_8$  kemudian dilarutkan dengan  $\text{HNO}_3$  sampai larut dan diuapkan sampai hampir kering selanjutnya ditambah dengan air bebas mineral kemudian diuapkan lagi sampai hampir kering.
2. Larutan dimasukkan ke labu ukur dan volume ditepatkan sampai tanda menggunakan  $\text{HNO}_3$  3M.
3. Larutan diekstraksi dengan TBP:Hexana (7:3), kemudian fase air dipisahkan dari fase organik.
4. Mengukur absorbansi dari larutan fase air menggunakan alat AAS dengan parameter yang optimum.

#### IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

Untuk mendapatkan suatu serbuk uranium oksida yang mempunyai tingkat kemurnian tinggi, harus melalui proses pengujian kendali kualitas yang ketat, salah satu dari analisis tersebut adalah untuk mengetahui unsur-unsur pengotor yang terkandung dalam serbuk. Dalam Percobaan ini diperoleh hasil analisis unsur-unsur pengotor di dalam serbuk

$U_3O_8$  hasil kalsinasi endapan  $Na_2U_2O_7$  menggunakan AAS.

Hasil analisis diperoleh data absorbansi untuk masing-masing konsentrasi unsur dalam larutan standar terlihat pada Tabel 3, sedangkan hasil analisis absorbansi unsur-unsur pengotor dalam cuplikan serbuk  $U_3O_8$  seperti pada Tabel 4.

Tabel 3. Data hasil pengukuran absorbansi unsur-unsur dalam larutan estandar.

No.	Unsur	Konsentrasi (ppm) / (Absorbansi $\pm$ SD)		
1.	Fe	0,4 / (0,012 $\pm$ 0,002)	0,8 / (0,022 $\pm$ 0,003)	0,1 / (0,029 $\pm$ 0,003)
2	Mg	0,1 / (0,058 $\pm$ 0,001)	0,2 / (0,096 $\pm$ 0,001)	0,4 / (0,173 $\pm$ 0,001)
3	Cr	1,0 / (0,016 $\pm$ 0,001)	2,0 / (0,027 $\pm$ 0,001)	4,0 / (0,047 $\pm$ 0,001)
4	Cu	0,2 / (0,013 $\pm$ 0,002)	0,4 / (0,034 $\pm$ 0,003)	0,8 / (0,055 $\pm$ 0,003)
5	Ni	0,5 / (0,013 $\pm$ 0,001)	0,8 / (0,017 $\pm$ 0,002)	1,6 / (0,026 $\pm$ 0,003)
6	Pb	1,0 / (0,011 $\pm$ 0,003)	2,0 / (0,015 $\pm$ 0,002)	3,0 / (0,023 $\pm$ 0,001)

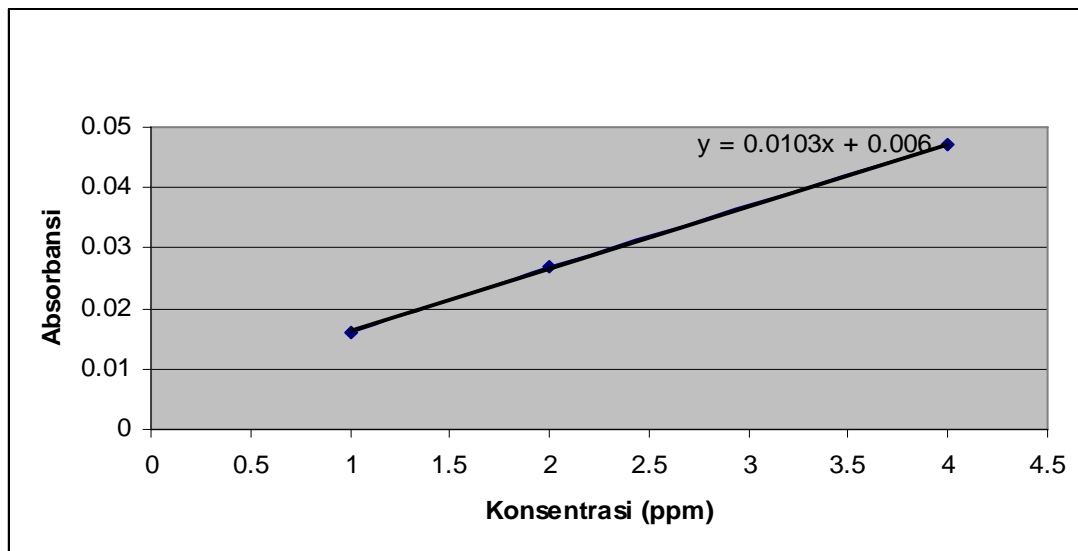
Tabel 4. Data hasil pengukuran absorbansi unsur-unsur pengotor dalam cuplikan  $Na_2U_2O_7$  (dengan 3 kali pengukuran).

No.	Unsur	Konsentrasi (ppm)		
1.	Fe	0,020 $\pm$ 0,001	0,021 $\pm$ 0,001	0,020 $\pm$ 0,001
2	Mg	0,109 $\pm$ 0,001	0,106 $\pm$ 0,001	0,106 $\pm$ 0,001
3	Cr	0,020 $\pm$ 0,001	0,019 $\pm$ 0,001	0,020 $\pm$ 0,001
4	Cu	0,036 $\pm$ 0,001	0,034 $\pm$ 0,001	0,035 $\pm$ 0,001
5	Ni	0,014 $\pm$ 0,001	0,013 $\pm$ 0,001	0,014 $\pm$ 0,001
6	Pb	0,012 $\pm$ 0,001	0,012 $\pm$ 0,002	0,012 $\pm$ 0,001

Dengan menginterpolasikan absorbansi unsur-unsur larutan cuplikan ke dalam kurva kalibrasi atau dengan memasukkan ke dalam persamaan regresi linier untuk masing-masing unsur, maka

konsentrasi dari masing-masing unsur dapat diketahui.

Contoh salah satu cara untuk menghitung konsentrasi unsur Cr dalam sampel.



Gambar 2. Hubungan antara konsentrasi terhadap absorbansi larutan standar Cr.

Dari hasil interpolasi/persamaan regresi linier diperoleh konsentrasi Cr sebesar 1,360 ppm, 1,357 ppm dan 1,360 ppm atau konsentrasi rerata = 1,359 ppm. Selanjutnya dengan menggunakan rumus pada persamaan (4), maka akan diperoleh konsentrasi unsur dalam sampel sebesar:

$$\begin{aligned} \text{Unsur } Cr_1 &= \frac{(1,360 \mu\text{g} / \text{ml}) \times (25 \text{ ml})}{0,995 \text{ g}} \\ &= 34,170 \text{ ppm} \end{aligned}$$

Dengan cara yang sama maka kadar masing-masing unsur dalam sampel dapat dilihat seperti pada Tabel 5.

Dengan melihat hasil analisis konsentrasi kandungan unsur-unsur pengotor dalam serbuk uranium oksida maka ke enam unsur-unsur yang dianalisis tersebut (Fe, Mg, Cr, Cu, Ni dan Pb) tidak melebihi dari spesifikasi yang ditetapkan dalam pembuatan bahan bakar suatu reaktor nuklir. Dengan demikian serbuk uranium ini mempunyai kemurnian yang tinggi terhadap unsur-unsur yang dianalisis tersebut.

Tabel 5. Data hasil analisis konsentrasi unsur-unsur pengotor dalam cuplikan serbuk  $U_3O_8$

No.	Unsur	Konsentrasi (ppm)	Konsentrasi maksimum dalam spesifikasi (ppm)
1.	Fe	$17,580 \pm 0,597$	100
2	Mg	$5,737 \pm 0,102$	50
3	Cr	$34,146 \pm 0,279$	100
4	Cu	$12,094 \pm 0,364$	20
5	Ni	$14,253 \pm 0,597$	30
6	Pb	$31,594 \pm 0,162$	60

## V. KESIMPULAN

Dari analisis unsur-unsur pengotor dalam serbuk  $U_3O_8$  diperoleh unsur : Fe, Mg, Cr, Cu, Ni dan Pb masing-masing adalah ( $17,580 \pm 0,597$ ) ppm, ( $5,737 \pm 0,102$ ) ppm, ( $34,146 \pm 0,279$ ) ppm, ( $12,094 \pm 0,364$ ) ppm, ( $14,253 \pm 0,597$ ) ppm dan ( $31,594 \pm 0,162$ ) ppm. Hasil analisis dari masing-masing unsur tersebut tidak melebihi spesifikasi yang telah ditetapkan sebagai bahan bakar untuk suatu reaktor nuklir, sehingga serbuk uranium ini mempunyai tingkat kemurnian yang tinggi terhadap unsur-unsur yang dianalisis tersebut.

## UCAPAN TERIMAKASIH

Penulis mengucapkan banyak terimakasih kepada Bapak Ir. Arif Sasongko Hadi yang telah membantu dalam penulisan makalah ini.

## DAFTAR PUSTAKA

1. MARWOTO, "Diktat Proses Pembuatan Elemen Bakar Nuklir dan Alat Produksi Elemen Bakar Nuklir (PCP-EFEI)", Diktat KSDP, EBN, Batan, Serpong, 1988.
2. HERU SASONGKO, "Petunjuk Pelaksanaan Kendali Mutu Laboratorium Fabrikasi Bahan Bakar", Elemen Bakar Eksperimental, PEBN, PIN-Batan, Serpong.
3. GUNANJAR, "Spektrofotometri Serapan Atom", Diktat Keahlian Analisis Kimia Bahan Bakar Nuklir, Batan, 1997.
4. TOROWATI dan ASMINAR. "Kendali Kualitas dalam Proses Pengambilan Uranium Hasil Stripping". Urania Vol. 12 No. 2 ISSN 852-4777.



**Tanya Jawab :**

**1. Penanya : Wira Y Rahman  
( PRR -BATAN)**

**Pertanyaan :**

Apa saja spesifikasi yang telah ditetapkan sebagai bahan bakar reaktor (BBR) untuk pengotor yang terkandung dalam bahan bakar? Mohon penjelasan untuk digunakan sebagai pembandingan karena tidak dicantumkan dalam abstrak?

**Jawaban : Torowati  
(PTBN – BATAN)**

Spesifikasi maksimum pengotor untuk uranium yang ada dalam BBR adalah antara lain : Te, Ni, Al, Ca, Cd, Cl, Co dan lain-lain, hal ini dapat dilihat dalam pendahuluan makalah ini.

## ANALISIS KEKASARAN PERMUKAAN KELONGSONG ZIRKALOY-2 DENGAN ALAT *ROUGHNESS TESTER TYPE SURTRONIC-25*

Pranjono

Pusat Teknologi Bahan Bakar Nuklir - BATAN

### ABSTRAK

**ANALISIS KEKASARAN PERMUKAAN KELONGSONG ZIRKALOY-2 DENGAN ALAT *ROUGHNESS TESTER TYPE SURTRONIC-25*.** Telah dilakukan analisis kekasaran permukaan kelongsong zirkaloy-2 dengan menggunakan alat *Roughness Tester Type Surtronic-25*. Pada pelaksanaan analisis diambil 5 buah sampel yang diambil secara acak. Pengukuran dilakukan pada kedua ujung dan tengah, masing-masing dilakukan dengan 7 kali pengulangan. Sebelum dilakukan analisis dilakukan pengujian sampel standar sebagai referensi untuk mengetahui akurasi dan kestabilan alat. Dari hasil pengukuran pada ujung 1, ujung 2 dan tengah permukaan kelongsong, rata-rata nilai kekasaran masing-masing bagian adalah untuk sampel 1 besarnya  $0,267 \mu\text{m} \pm 0,013$ ;  $0,257 \mu\text{m} \pm 0,014$ ;  $0,266 \mu\text{m} \pm 0,019$ , sampel 2 :  $0,257 \mu\text{m} \pm 0,008$ ;  $0,28 \mu\text{m} \pm 0,012$ ;  $0,263 \mu\text{m} \pm 0,011$ , sampel 3 :  $0,27 \mu\text{m} \pm 0,013$ ;  $0,264 \mu\text{m} \pm 0,010$ ;  $0,273 \mu\text{m} \pm 0,015$ , sampel 4 :  $0,283 \mu\text{m} \pm 0,014$ ;  $0,264 \mu\text{m} \pm 0,008$ ;  $0,253 \mu\text{m} \pm 0,008$  sampel 5 :  $0,289 \mu\text{m} \pm 0,009$ ;  $0,269 \mu\text{m} \pm 0,011$ ;  $0,261 \mu\text{m} \pm 0,011$ . Dari kelima sampel tersebut nilai kekasarannya masih dibawah nilai kekasaran permukaan yang dipersyaratkan yaitu dibawah  $0,80 \mu\text{m}$ .

Kata kunci : kekasaran permukaan, zirkaloy-2, Surtronic 25.

### ABSTRACT

**AN ANALYSIS ON THE ROUGHNESS OF ZIRKALOY-2 TUBES BY USING A SURTRONIC-25 ROUGHNESS TESTER.** An analysis on the roughness of zirkaloy-2 tubes by using A Surtronic-25 Roughness Tester have been carried out. Five samples were taken at random and then seven measurements were done on both ends and middle of each sample. Before the analysis was performed, a measurement was conducted on a reference specimen to determine the accuracy and the stability of the measuring instrument. The mean roughness values at the ends and the middle of each sample are as follows. Sample 1 :  $0.267 \mu\text{m} \pm 0.013$ ;  $0.257 \mu\text{m} \pm 0.014$ ;  $0.266 \mu\text{m} \pm 0.019$ , sample 2 :  $0.257 \mu\text{m} \pm 0.008$ ;  $0.28 \mu\text{m} \pm 0.012$ ;  $0.263 \mu\text{m} \pm 0.011$ , sample 3 :  $0.27 \mu\text{m} \pm 0.013$ ;  $0.264 \mu\text{m} \pm 0.010$ ;  $0.273 \mu\text{m} \pm 0.015$ , sample 4 :  $0.283 \mu\text{m} \pm 0.014$ ;  $0.264 \mu\text{m} \pm 0.008$ ;  $0.253 \mu\text{m} \pm 0.008$  sample 5 :  $0.289 \mu\text{m} \pm 0.009$ ;  $0.269 \mu\text{m} \pm 0.011$ ;  $0.261 \mu\text{m} \pm 0.011$ . All of those values are below the maximum roughness value allowed for a nuclear fuel tube which is  $0.80 \mu\text{m}$ .

Key words : roughness, zorkaloy-2, Surtronic 25.

## I. PENDAHULUAN

Logam dalam bentuk zirkaloy-2 telah lama digunakan di bidang industri kimia, disamping itu zirkaloy-2 merupakan salah satu bahan yang digunakan sebagai kelongsong elemen

bakar dalam industri nuklir pada reaktor jenis LWR dan PHWR. Pada penggunaan di bidang teknologi nuklir tersebut, kelongsong elemen bakar nuklir berfungsi untuk mengungkung keluarnya hasil fisi ke pendingin primer yang timbul akibat reaksi nuklir dari bahan

bakar berbasis uranium yang digunakan<sup>[1]</sup>.

Untuk dapat digunakan sebagai bahan kelongsong elemen bakar nuklir maka zirkaloy-2 harus memenuhi persyaratan tertentu baik ditinjau dari sifat fisis maupun sifat kimianya. Bahan kelongsong tersebut perlu dilakukan beberapa analisis, antara lain yang dianalisis kekasaran permukaan supaya dapat digunakan sebagai kelongsong bahan bakar nuklir, nilai kekasarannya tidak melebihi dari  $0,80 \mu\text{m}$ <sup>[2]</sup>.

Oleh karena itu percobaan ini bertujuan untuk mengetahui besarnya nilai kekasaran permukaan kelongsong zirkaloy-2 yang digunakan untuk kegiatan penelitian dan pengembangan bahan bakar nuklir.

Cara untuk melakukan analisis kekasaran permukaan adalah mengacu pada manual operasi alat *Roughness Tester* tipe *Surtronic 25*. Pengukuran kekasaran permukaan diperoleh dari sinyal pergerakan stylus. Prinsip kerja dari alat ini adalah dengan menggunakan *transducer* dan diolah dengan mikroprocessor.

## II. TEORI

### *Transducer*

Sistem instrumentasi elektronik terdiri dari sejumlah komponen yang

secara bersama-sama digunakan untuk melakukan suatu pengukuran dan mencatat hasilnya. Sebuah instrumentasi pada umumnya terdiri dari tiga elemen utama yaitu masukan, pengolah dan keluaran. Peralatan masukan menerima besaran yang akan diukur dan menghasilkan sinyal elektrik yang sebanding dengan peralatan pengkondisi sinyal, kemudian sinyal tersebut diperkuat dan dimodifikasi menjadi sebuah keluaran.

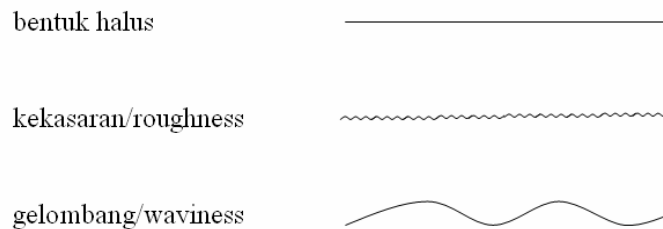
Besaran masukan pada pada umumnya sistem instrumentasi bukan besaran listrik. Oleh karena itu untuk menggunakan metode dan teknik listrik pada pengukuran, manipulasi atau pengontrolan, besaran yang bukan listrik ini diubah menjadi suatu sinyal listrik. Alat pengubah besaran bukan listrik menjadi besaran listrik ini disebut dengan *transducer*. Secara luas *transducer* adalah mencakup alat-alat yang mengubah gaya atau perpindahan mekanis menjadi sinyal listrik<sup>[3]</sup>.

### **Kekasaran permukaan**

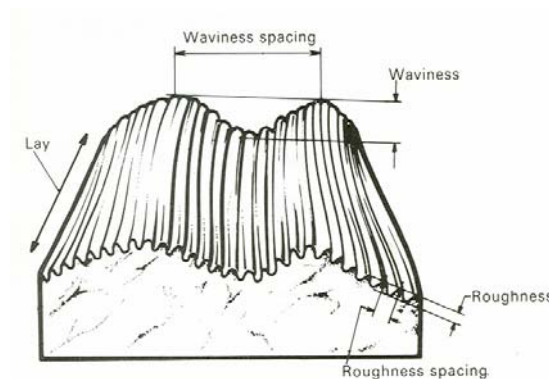
Setiap permukaan komponen dari suatu benda mempunyai beberapa bentuk yang bervariasi menurut strukturnya maupun dari hasil proses produksinya. Karakteristik permukaan tersebut ada yang bentuknya halus, dapat juga dalam

bentuk kekasaran (*roughness*) maupun membentuk gelombang (*waviness*) seperti yang ditunjukkan pada Gambar 1.

Sedangkan bentuk-bentuk kekasaran dan gelombang permukaan dapat ditunjukkan pada gambar berikut<sup>[5]</sup>.



Gambar 1. Karakteristik bentuk permukaan<sup>[4]</sup>



Gambar 2. Bentuk kekasaran dan penggelombangan pada permukaan

*Roughness*/kekasaran didefinisikan sebagai ketidakhalusan bentuk yang menyertai proses produksi yang disebabkan oleh pengerjaan mesin, sedangkan penggelombangan adalah komponen tekstur yang kekasarannya saling menumpuk. Hal ini disebabkan oleh faktor-faktor seperti penyimpangan mesin, getaran, berbagai penyebab regangan pada bahan dan pengaruh-pengaruh lainnya<sup>[4,5,6]</sup>.

Nilai kekasaran dinyatakan dalam *Roughness Average (Ra)*. Ra merupakan parameter kekasaran yang paling banyak dipakai secara internasional. Ra didefinisikan sebagai rata-rata aritmatika dan penyimpangan mutlak profil kekasaran dari garis tengah rata-rata<sup>[4,5,6]</sup>.

#### Alat Surtronic 25

Alat *Roughness Tester Type Surtronic 25* adalah suatu sistem desain modular pengukur permukaan yang *portable*, dengan komponen-komponen

terdiri dari *traverse unit*, *pick up* yang dilengkapi dengan *transducer* dan dilengkapi juga dengan *thermal printer*.

*Travers unit* merupakan sistem utama dari alat *Roughness Tester* komponen ini sebagai unit pengolah data. *Pick up* ialah suatu komponen penjelajah yang dilengkapi *transducer* dengan jenis induktansi variabel, dengan pemegang (*holder*) yang akan dihubungkan dengan *traverse unit*.

Pengolahan hasil pengukuran dengan menggunakan mikroprosesor yang hasilnya ditampilkan pada sebuah *display LCD* dalam bentuk nilai numerik dari kekasaran.

### III. TATA KERJA

#### A. Bahan

Bahan yang digunakan adalah kelongsong zirkaloy-2, sampel standar 6,0  $\mu\text{m}$ , *pick up*, *pick-up holder*, *pick up cable*, *printer cable*, *clamp*, *pick-up support*, *mounting bracket*, kertas *printer*.

#### B. Alat Yang Digunakan

Alat yang digunakan dalam analisis adalah *Roughness Tester* Type Surtronic-25 buatan *Taylor Hobson* dan *Thermal Printer*.

### C. Langkah Kerja

#### 1. Penyiapan Bahan

Permukaan kelongsong dibersihkan dengan tisu halus hal ini dimaksudkan untuk menghilangkan debu dan lemak yang menempel pada permukaan sampel. Hal lain yang perlu diyakinkan bahwa tempat pengukuran terbebas dari getaran atau vibrasi. Setelah itu memberi tanda pada daerah atau lokasi pada kelongsong sebagai titik yang akan diukur kekasarannya. Kemudian tabung diletakkan pada penyangga untuk memudahkan pengukuran serta memposisikan kelongsong searah dengan jalur pergerakan *pick-up*, dan melakukan pengaturan agar permukaan kelongsong tersentuh *stylus*.

#### 2. Penyiapan Peralatan

*Power* yang akan digunakan pada diposisikan pada tegangan 220 V hubungkan kabel *power adaptor thermal printer* pada *socket power 220 V*. Pasangkan serangkaian *pick-up* pada *traverse unit* dan hubungkan rangkaian *pick-up* dengan *pick-up cable*. Tempatkan *traverse unit* pada *stand* dan sambungkan juga kabel *pick-up* pada *traverse unit* selanjutnya masukkan *batere power* untuk *traverse unit* pada tempatnya. Hubungkan kabel *printer* pada *travers*

unit maupun pada *thermal printer* serta hidupkan *thermal printer*.

### 3. Analisis Kekasaran Standar

Tempatkan sampel standar dengan nilai  $R_a = 6,0 \mu\text{m}$  pada tempat penyangga sehingga *stylus* dapat menyentuh permukaan sampel standar. Atur *traverse unit* dengan cara menaikkan atau menurunkan dengan memutar *holder stand* dengan arah ke kanan atau ke kiri. Posisikan *stylus* pada posisi tegak lurus dengan bidang datar dari sampel standar dan lakukan analisis dengan menekan tombol *MEASURE*, maka secara otomatis hasil dari analisis akan ditampilkan pada *display* yang ada pada *traverse unit*. Lakukan cetak hasil analisis dengan menekan tombol *PRINT* pada setiap hasil analisis. Analisis dilakukan dengan pengulangan 7 kali.

### 4. Analisis Kelongsong

Kelongsong yang telah dibersihkan dari kotoran debu dan lemak ditempatkan

pada tempat penyangga. Posisikan kelongsong dengan arah horisontal mengikuti pergerakan arah dari *stylus*. Posisikan *stylus* sampai menyentuh permukaan kelongsong yang akan diukur kekasarannya dan memposisikan *pick holder* sejajar dengan permukaan kelongsong. Lakukan analisis dengan menekan tombol *MEASURE* dan secara otomatis hasil dari analisa akan ditampilkan pada *traverse unit*. Analisa dilakukan dengan cara pengulangan 7 kali pada masing-masing titik kedua ujung dan tengah bagian kelongsong. Lakukan cetak hasil analisis dengan menekan tombol *PRINT* pada setiap hasil analisis.

## IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil analisis nilai kekasaran permukaan sampel standar secara rinci dapat dilihat pada lampiran Tabel 1 dan dirangkum dalam Tabel 3 di bawah ini.

Tabel 3. Hasil rata-rata analisis sampel standar.

No	Standar, $\mu\text{m}$	Hasil Analisis, $\mu\text{m}$	SD	Range	Keterangan
1.	6	6,009	0,011	0,02	Sebelum analisis zirkaloy-2
2.	6	6,003	0,014	0,04	Setelah analisis zirkaloy-2

Dari Tabel 3 diketahui hasil pengukuran sampel standar sebelum dan sesudah analisis sampel zirkaloy-2 nilai

rata-rata  $6,009 \mu\text{m}$  dan  $6,003 \mu\text{m}$  dengan standar deviasi 0,011 dan 0,014 hal ini menunjukkan bahwa alat mempunyai

akurasi yang sangat baik. Data–data hasil analisis tidak ada harga ekstrim yang dapat berpengaruh pada *range* data. *Range* data merupakan selisih data tertinggi dikurangi data terendah dari setiap analisis. Dari Tabel 1 terlihat bahwa *range* data besarnya adalah 0,02  $\mu\text{m}$  dan 0,04  $\mu\text{m}$  sehingga hasil

pengukurannya terpusat pada nilai 6,0  $\mu\text{m}$  hal ini menunjukkan presisi alat sangat baik. Dengan demikian hasil nilai pengukuran alat dapat dipertanggung jawabkan kebenarannya.

Hasil analisis kelongsong zirkaloy-2 secara rinci terdapat pada lampiran Tabel 2 dan dirangkum dalam Tabel 4 berikut :

Tabel 4. Hasil rata-rata analisis kelongsong Zirkaloy-2

No	Zry-2	Ujung 1			Ujung 2			Tengah		
		Ra, $\mu\text{m}$	SD	Range, $\mu\text{m}$	Ra, $\mu\text{m}$	SD	Range, $\mu\text{m}$	Ra, $\mu\text{m}$	SD	Range, $\mu\text{m}$
1	Sampel 1	0,267	0,013	0,03	0,257	0,014	0,04	0,266	0,019	0,06
2	Sampel 2	0,257	0,008	0,02	0,280	0,012	0,04	0,263	0,011	0,03
3	Sampel 3	0,270	0,013	0,04	0,264	0,010	0,03	0,273	0,015	0,04
4	Sampel 4	0,283	0,014	0,04	0,264	0,008	0,02	0,253	0,008	0,02
5	Sampel 5	0,289	0,009	0,02	0,269	0,011	0,03	0,261	0,011	0,03

Dari Tabel 4 terlihat bahwa pada ketiga titik pengukuran yaitu ujung 1, ujung 2 dan tengah dari sampel 1 sampai dengan sampel 5 nilai kekasaran permukaan paling kecil pada permukaan kelongsong sampel 4 pada tengah sebesar 0,253  $\mu\text{m}$  dengan SD sebesar 0,008 dan range 0,02  $\mu\text{m}$  sedangkan nilai yang paling besar pada permukaan kelongsong sampel 5 pada ujung 1 sebesar 0,289  $\mu\text{m}$  dengan SD sebesar 0,009 dan range 0,02. Dari keseluruhan titik pengukuran nilai kekasaran tidak ada yang melebihi dari 0,40  $\mu\text{m}$  nilai ini sesuai dengan yang

tertera dalam sertifikat yaitu di bawah 0,40  $\mu\text{m}$ . Dengan demikian dari segi kekasaran permukaan, besarnya nilai kekasaran memenuhi spesifikasi yang dipersyaratkan untuk dapat dipakai sebagai kelongsong bahan bakar nuklir yaitu nilai kekasaran maksimumnya 0,80  $\mu\text{m}$ .

## V. KESIMPULAN

Dari analisis kekasaran permukaan kelongsong zirkaloy-2 dan sampel standar dapat diperoleh kesimpulan sebagai berikut :

1. Alat *Roughness Tester* type *Surtronic 25* yang dipakai untuk menganalisis kekasaran permukaan zirkaloy-2 mempunyai akurasi dan presisi yang sangat baik.
2. Nilai kekasaran permukaan kelongsong zirkaloy-2 paling kecil 0,253  $\mu\text{m}$  dan paling besar 0,289  $\mu\text{m}$  nilai ini sesuai spesifikasi yang tertera dalam sertifikat yaitu di bawah 0,40  $\mu\text{m}$ .
3. Dari aspek kekasaran permukaan kelongsong zirkaloy-2 yang ada di laboratorium Bidang Bahan Bakar Nuklir memenuhi persyaratan untuk dapat digunakan sebagai kelongsong bahan bakar nuklir dengan nilai kekasaran yang dipersyaratkan yaitu tidak melebihi 0,80  $\mu\text{m}$ .
3. COOPER DAVID WILLIAM, *Instrumental Elektronik dan Teknik Pengukuran*, Erlangga, 1991 hal. 384.
4. ANONIM, *Operating Instructions Surtronic 3*, Rank Precision Industries Spa, UK, hal. 5.
5. DAGNALL, *Exploring Surface texture*, Rank taylor Hobson, UK, 1980, hal. 11-18.
6. ANONIM, *Surtronic 25 User Guide*, Taylor Hobson Precision, UK, 2006, hal.1-1 s/d 1-3.
7. FUTICHAH, Pengaruh Pola Arus dan Waktu Pengelasan pada Sambungan Las Tutup Kelongsong Zirkaloi-2 Terhadap Laju Korosi dalam Uap Air. *Buletin Urania*, PTBN, Vol 13 No 2, 2007. hal. 47.
8. KARTIKO SRI HARYATMI, *Analisis data Statistik*, Penerbit Karunika, Universitas Terbuka, 1986, hal. 2-3.

#### Tanya Jawab :

##### 1. Penanya : Sudarsih ( PRR-BATAN)

##### Pertanyaan :

1. Zircalloy-2 kelongsong untuk apa?
2. Pengasaran kelongsong itu secara alami atau melalui suatu proses?

##### Jawaban : Pranjono (PTBN – BATAN)

1. Untuk kelongsong bahan bakar nuklir
2. Kekasarannya didapat dari proses produksi.

#### DAFTAR PUSTAKA

1. BADRUZZAMAN MUCHLIS, *Mekanisme Korosi Paduan AlMg-2 dan AlMgSi : Pendekatan Termodinamika dan Kinetika Heterogen*, *Jurnal Teknologi Bahan Nuklir*, P2TBDU, Vol 1, 2005, hal. 16.
2. SASONGKO HERU, *Petunjuk Pelaksanaan Kendali Mutu Laboratorium Fabrikasi Bahan Bakar Nuklir*, EBE-PEBN-BATAN, hal. 111.



**2. Penanya : Sistya Wirapati**  
**( Universitas Andalas)**

**Pertanyaan :**

1. Apa pengaruh besar kecilnya nilai kekasaran terhadap mutu dari kelongsong zircalloy-2 ?
2. Nilai persyaratan kekasaran permukaan adalah  $0,8 \mu\text{m}$ , Apa pengaruhnya bila lebih kecil atau lebih besar dari  $0,8 \mu\text{m}$  ?

**Jawaban : Pranjono**  
**(PTBN – BATAN)**

1. Akan berpengaruh pada laju korosi dan proses kegagalan fatik, demikian juga terhadap friksi.
2. Jika lebih besar tentunya dapat berpengaruh pada laju korosi, jika lebih kecil pengaruhnya kecil sekali. Hal ini mengacu pada panduan kendali kualitas di laboratorium B3N-PTBN.

## LAMPIRAN

Tabel 1. Data Hasil Analisis Sampel Standar

No.	Observasi	Ra ( $\mu\text{m}$ ), Sebelum pengujian	Keterangan	Ra ( $\mu\text{m}$ ), Setelah pengujian	Keterangan
01	Standar, Ra 6,0 $\mu\text{m}$	6,00	Rerata = 6,009 SD = 0,011 Range = 0,02	6,02	Rerata = 6,003 SD = 0,054 Range = 0,04
		6,00		6,00	
		6,02		6,02	
		6,02		6,00	
		6,00		6,00	
		6,00		6,00	
		6,02		5,98	

Tabel 2. Data Hasil Analisis Kelongsong.Zirkaloy-2

No	Observasi	Ujung 1		Ujung 2		Tengah	
		Ra ( $\mu\text{m}$ )	Keterangan	Ra ( $\mu\text{m}$ )	Keterangan	Ra ( $\mu\text{m}$ )	Keterangan
1	Sampel 1	0,26	Rerata = 0,267 SD = 0,013 Range = 0,03	0,26	Rerata = 0,257 SD = 0,014 Range = 0,04	0,28	Rerata= 0,266 SD = 0,019 Range = 0,06
		0,28		0,26		0,26	
		0,26		0,24		0,26	
		0,26		0,28		0,24	
		0,25		0,26		0,26	
		0,28		0,24		0,26	
		0,28		0,26		0,30	
2	Sampel 2	0,26	Rerata = 0,257 SD = 0,008 Range = 0,02	0,28	Rerata = 0,28 SD = 0,012 Range = 0,04	0,25	Rerata = 0,263 SD = 0,011 Range = 0,03
		0,27		0,30		0,26	
		0,25		0,28		0,25	
		0,25		0,28		0,27	
		0,26		0,28		0,26	
		0,25		0,26		0,27	
		0,26		0,28		0,28	
3	Sampel 3	0,26	Rerata = 0,27 SD = 0,013 Range = 0,04	0,27	Rerata = 0,264 SD = 0,010 Range = 0,03	0,25	Rerata = 0,273 SD = 0,015 Range = 0,04
		0,25		0,25		0,29	
		0,29		0,26		0,27	
		0,28		0,26		0,29	
		0,27		0,28		0,28	
		0,27		0,27		0,27	
		0,27		0,26		0,26	
4	Sampel 4	0,28	Rerata = 0,283 SD = 0,014 Range = 0,04	0,26	Rerata = 0,264 SD = 0,008 Range = 0,02	0,26	Rerata = 0,253 SD = 0,008 Range = 0,02
		0,28		0,26		0,24	
		0,28		0,28		0,25	
		0,30		0,26		0,26	
		0,28		0,26		0,26	
		0,30		0,26		0,25	
		0,26		0,27		0,25	
5	Sampel 5	0,28	Rerata = 0,289 SD = 0,009 Range = 0,02	0,29	Rerata = 0,269 SD = 0,011 Range = 0,03	0,26	Rerata = 0,261 SD = 0,011 Range = 0,03
		0,29		0,26		0,25	
		0,28		0,27		0,25	
		0,28		0,26		0,28	
		0,29		0,27		0,27	
		0,30		0,27		0,26	
		0,30		0,26		0,26	

## KONSENTRASI RADIONUKLIDA ALAM DALAM TANAH DAN AIR DI KAWASAN PERKANTORAN PEMERINTAH BANGKA BELITUNG

Asep Warsona

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi - BATAN

### ABSTRAK

**KONSENTRASI RADIONUKLIDA ALAM DALAM TANAH DAN AIR DI KAWASAN PERKANTORAN PEMERINTAH BANGKA BELITUNG.** Telah dilakukan pengukuran konsentrasi radionuklida alam Di Komplek Perkantoran Pemerintahan Bangka Belitung dengan mengambil contoh tanah urugan (tanah puru) dan tanah asli (tanah hitam), contoh air kolong (kolam bekas galian bijih timah) dan air sumur artesis. Contoh diukur menggunakan spektrometer-gamma pencacah salur ganda (MCA) dengan detektor kemurnian tinggi HP-Ge. Hasil pengukuran diperoleh bahwa kandungan/konsentrasi radionuklida alam dalam tanah asli adalah  $^{228}\text{Th}$  ( $98,15 \pm 1,92$ ) Bq/Kg,  $^{228}\text{Ra}$  ( $89,23 \pm 3,82$ ) Bq/Kg,  $^{226}\text{Ra}$  ( $68,68 \pm 2,33$ ) Bq/Kg,  $^{40}\text{K}$  ( $29,90 \pm 9,55$ ) Bq/Kg dan untuk tanah urugan  $^{228}\text{Th}$  ( $294,40 \pm 1,90$ ) Bq/Kg,  $^{228}\text{Ra}$  ( $282,77 \pm 3,83$ ) Bq/Kg,  $^{226}\text{Ra}$  ( $48,02 \pm 1,15$ ) Bq/Kg,  $^{40}\text{K}$  ( $20,26 \pm 5,41$ ) Bq/Kg. Sedangkan untuk contoh air kolong adalah  $^{228}\text{Th}$  ( $11,17 \pm 2,64$ ) mBq/L,  $^{228}\text{Ra}$  tidak terdeteksi ( $< 16,39$  mBq/L),  $^{226}\text{Ra}$  tidak terdeteksi ( $< 11,36$  mBq/L),  $^{40}\text{K}$  ( $166,52 \pm 89,11$ ) mBq/L, dan untuk air sumur artesis adalah  $^{228}\text{Th}$  tidak terdeteksi ( $< 3,91$  mBq/L),  $^{228}\text{Ra}$  tidak terdeteksi ( $< 16,39$  mBq/L),  $^{226}\text{Ra}$  tidak terdeteksi ( $< 11,36$  mBq/L),  $^{40}\text{K}$  ( $154,99 \pm 89,03$ ) mBq/L. Berdasarkan data hasil pengukuran, maka perlu diperhatikan dalam memilih penggunaan tanah urugan. Sedangkan untuk contoh air kolong, hasil tersebut masih jauh dibawah tingkat radioaktivitas di lingkungan yang diizinkan ( $^{228}\text{Th}$  :  $3 \times 10^2$  Bq/L).

Kata kunci : Konsentrasi radionuklida alam

### ABSTRACT

**CONCENTRATION OF NATURAL RADIONUCLIDE IN SOIL AND WATER AT GOVERNMENT BUILDING COMPLEX OF BANGKA BELITUNG.** Measurement of Natural Radioactive at Bangka Belitung Government Buildings Complex have been done by taken the samples land-fill soil , original soil, reservoir water, and artesian well water. The samples were measured by using gamma-spectrometry Multi Channel Analyzer with HP-Ge detector. The measurement results showed that concentration of natural radioactive in original soil is  $^{228}\text{Th}$  ( $98.15 \pm 1.92$ ) Bq/Kg,  $^{228}\text{Ra}$  ( $89.23 \pm 3.82$ ) Bq/Kg,  $^{226}\text{Ra}$  ( $68.68 \pm 2.33$ ) Bq/Kg,  $^{40}\text{K}$  ( $29.90 \pm 9.55$ ) Bq/Kg and for landfill soil is  $^{228}\text{Th}$  ( $294.40 \pm 1.90$ ) Bq/Kg,  $^{228}\text{Ra}$  ( $282.77 \pm 3.83$ ) Bq/Kg,  $^{226}\text{Ra}$  ( $48.02 \pm 1.15$ ) Bq/Kg,  $^{40}\text{K}$  ( $20.26 \pm 5.41$ ) Bq/Kg. The while reservoir water sample is  $^{228}\text{Th}$  ( $11.17 \pm 2.64$ ) mBq/L,  $^{228}\text{Ra}$  undetectable ( $< 16,39$  mBq/L),  $^{226}\text{Ra}$  undetectable ( $< 11,36$  mBq/L),  $^{40}\text{K}$  ( $166.52 \pm 89.11$ ) mBq/L and artesian water is  $^{228}\text{Th}$  undetectable ( $< 3.91$  mBq/L),  $^{228}\text{Ra}$  undetectable ( $< 16.39$  mBq/L),  $^{226}\text{Ra}$  undetectable ( $< 11.36$  mBq/L),  $^{40}\text{K}$  ( $154.99 \pm 89.03$ ) mBq/L. Based on measurement results data on land-fill soil sample obtained concentration was higher then original soil. Therefore, the kind of soil should be taken into account that will use in landfill working. Where as concentration the reservoir water sample was lower then radioactivity level standard in environmental ( $^{228}\text{Th}$ :  $3 \times 10^3$  Bq/L).

Key word : Concentration of natural radionuclide

### I. PENDAHULUAN

Dalam rangka memudahkan pemberian layanan kepada masyarakatnya Pemerintahan Daerah (Pemda)

Bangka Belitung (Babel) menetapkan semua instansi pemerintah yang melayani masyarakat akan disatukan di dalam satu kawasan di daerah Air Hitam. Seperti

diketahui Bangka Belitung adalah daerah kepulauan penghasil timah sehingga banyak kegiatan yang berhubungan dengan pekerjaan penambangan. Dalam proses penambangan maupun pemurnian bijih timah ini, dimungkinkan terlepasnya zat-zat radioaktif alam yang terdapat dalam tanah penambangan tersebut, misalnya : uranium dan anak luruhnya, thorium dan anak luruhnya serta kalium-40<sup>[1]</sup>, yang terangkat dan bercampur dengan tanah dan air permukaan.

Dalam perencanaan pembangunan perkantoran, Pemerintahan Daerah Bangka Belitung disamping menggunakan lahan yang ada juga melakukan penimbunan tanah pada tempat-tempat yang lebih rendah dan membangun fasilitas pengadaan air bersih dengan memanfaatkan air kolong (kolam bekas penggalian bijih timah) untuk memasok air bersih yang dibutuhkan semua instansi yang ada di kawasan perkantoran tersebut. Untuk mengetahui besarnya konsentrasi radionuklida alam yang ada di tanah asli, tanah timbunan dan air kolong yang akan dimanfaatkan untuk pembangunan kawasan perkantoran pemerintahan tersebut, maka dilakukan pengukuran konsentrasi radionuklida alam <sup>228</sup>Th, <sup>226</sup>Ra, <sup>228</sup>Ra, dan <sup>40</sup>K pada obyek-obyek tersebut.

## II. TEORI

Sumber radioaktif yang terdapat di dunia ini berasal dari dua sumber, yaitu sumber radioaktif buatan dan sumber radioaktif alam. Sumber radioaktif buatan dihasilkan/dibuat dari suatu instalasi nuklir, sedangkan sumber radioaktif alam berasal dari alam itu sendiri baik itu dari sinar kosmis maupun yang berasal dari kerak bumi seperti aktinium, thorium dan uranium yang merupakan induk radioaktif yang akan meluruh menjadi isotop yang stabil. Akan tetapi dalam peluruhannya tersebut akan melalui beberapa tahapan (turunan) yang masih memancarkan radiasi baik itu dalam fase gas ataupun dalam padatan (Gambar 1,2 dan 3.)<sup>[2]</sup>.

Pengukuran contoh dilakukan secara langsung dengan mendeteksi anak luruh <sup>226</sup>Ra, <sup>228</sup>Th, dan <sup>228</sup>Ra yang memancarkan radiasi gamma. Pengukuran konsentrasi <sup>226</sup>Ra dilakukan dengan mendeteksi puncak energi 609,3 keV untuk <sup>214</sup>Pb dengan pelimpahan gamma ( $P_\gamma$ ) = 45,0% atau untuk <sup>212</sup>Pb puncak energi 351,92 keV dengan pelimpahan gamma ( $P_\gamma$ ) = 35% Untuk konsentrasi <sup>228</sup>Th dilakukan dengan mendeteksi puncak energi 238,63 keV untuk <sup>212</sup>Pb dengan pelimpahan gamma ( $P_\gamma$ ) = 43% atau puncak energi 583,1 keV dan 2614 keV untuk <sup>208</sup>Tl dengan pelimpahan

gamma ( $P_\gamma$ ) = 30% dan 35%, sedangkan untuk konsentrasi  $^{228}\text{Ra}$  pada puncak energi 911,1 keV untuk  $^{228}\text{Ac}$  dengan pelimpahan gamma ( $P_\gamma$ ) = 27% dan untuk konsentrasi  $^{40}\text{K}$  dilakukan pengukuran langsung dengan mendeteksi puncak energi 1460,75 KeV dengan pelimpahan gamma ( $P_\gamma$ ) = 11 %.<sup>[3,4]</sup>

Untuk menghitung konsentrasi (C) dan deviasi standar ( $\sigma$ ) dari  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{228}\text{Th}$ ,  $^{228}\text{Ra}$ , dan  $^{40}\text{K}$  digunakan persamaan sebagai berikut<sup>[5]</sup>

$$C = \frac{(n_S - n_B) \pm \sigma}{\varepsilon \cdot P_\gamma \cdot W(V)} \dots\dots\dots(1)$$

dengan C adalah konsentrasi (Bq/Kg atau Bq/L),  $n_S$  adalah laju cacah sampel (contoh) (cps),  $n_B$  adalah laju cacah latar (cps),  $\sigma$  adalah deviasi standar dengan tingkat kepercayaan (68%),  $\varepsilon$  adalah efisiensi pencacahan (%),  $P_\gamma$  adalah pelimpahan radiasi gamma (%) dan W/V adalah berat/volume contoh (kg atau liter).

Untuk menghitung deviasi standar dengan tingkat kepercayaan 68% digunakan persamaan sebagai berikut :

$$\sigma = \sqrt{n_S / t_S + n_B / t_B} \dots\dots\dots(2)$$

Sedangkan untuk menghitung menghitung *Minimum Detectable Concentration* (MDC) digunakan persamaan sebagai berikut<sup>[5]</sup> :

$$MDC = \frac{2,33 \sqrt{n_B / t_B}}{\varepsilon \cdot P_\gamma \cdot W(V)} \dots\dots\dots(3)$$

### III. TATA KERJA

#### III. 1. Bahan dan Peralatan

- Contoh tanah asli 2 Kg
- Contoh tanah urugan 2 kg
- Contoh air kolong 20 L
- Contoh air sumur artesis 20 L
- Lem araldhit
- Air suling
- Panci *stain less steel*
- *Hot Plate* (kompor pemanas)
- Gelas ukur vol. 1000 ml
- *Marinelly beaker*
- *Tray* (nampan)
- Timbangan
- Grinder
- *Oven* (pemanas)
- Ayakan (ukuran 100 mesh)
- *Multi Channel Analyzer* (Pencacah salur ganda) dengan detektor Germanium kemurnian tinggi (*HP-Ge*)

#### III. 2. Pengukuran Contoh

Contoh tanah asli dan tanah tanah urugan masing-masing diambil seberat 2 kilogram dari lokasi. Kemudian contoh tersebut ditempatkan pada *tray* (nampan), dibersihkan dan dikeringkan di dalam *oven* (pemanas) dengan suhu 105 °C. Setelah kering contoh tersebut digerinding/dihaluskan, diayak dan

dimasukan ke dalam *Marinelly beaker* lalu ditutup dan dilem. Kemudian contoh tanah tersebut ditimbang dan dicatat berat dan tanggal pengerjaannya. Contoh tersebut didiamkan selama satu bulan agar dicapai kesetimbangan antara induk dan anak luruhnya. Setelah itu dicacah selama 17 jam dengan pencacah salur ganda (MCA) (Gambar 4).

Untuk contoh air kolong dan air sumur artesis, contoh air diambil masing-masing 20 liter kemudian dievaporasi dengan

menggunakan panci *stain less steel* di atas kompor pemanas (*hot plate*) hingga mencapai volume 1000 ml, lalu dimasukan ke dalam *Marinelly beaker*. Untuk tahap selanjutnya sama seperti pada pengerjaan contoh tanah.

#### IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil pengukuran konsentrasi radionuklida alam ( $^{228}\text{Th}$ ,  $^{228}\text{Ra}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ , dan  $^{40}\text{K}$ ) dalam tanah dan air diperlihatkan pada Tabel 1 dan Tabel 2.

Tabel 1. Konsentrasi radionuklida alam dalam contoh tanah.

No.	Jenis Contoh	$^{228}\text{Th}$ (Bq/kg)	$^{228}\text{Ra}$ (Bq/kg)	$^{226}\text{Ra}$ (Bq/kg)	$^{40}\text{K}$ (Bq/kg)
1.	Tanah Asli	98,15 ± 1,92	89,23 ± 3,82	68,68 ± 2,33	29,90 ± 9,55
2.	Tanah Urugan	294,40 ± 1,90	282,77 ± 3,83	48,02 ± 1,15	20,26 ± 5,41

Pada Tabel 1. dapat dilihat bahwa konsentrasi radionuklida alam di tanah urugan lebih tinggi dibanding dengan tanah asli terutama untuk konsentrasi radionuklida alam  $^{228}\text{Th}$  dan  $^{228}\text{Ra}$ . Ini perlu dikaji lebih lanjut agar dapat memberikan informasi kepada yang berkepentingan saat pembangunan kawasan perkantoran pemerintahan Bangka Belitung baik itu pelaksana pembuat/ pengembang maupun pengguna (instansi). Hal ini perlu dilaksanakan karena saat pembangunan perkantoran ini,

tanah urugan yang digunakan jenis tanah yang mengandung konsentrasi radionuklida alam yang cukup signifikan ( $^{228}\text{Th}$  dan  $^{228}\text{Ra}$ ). Dikawatirkan apabila jenis tanah ini digunakan sebagai tanah timbunan dengan skala yang sangat banyak maka mengakibatkan di daerah tersebut akan mengandung radioaktif alam ( $^{228}\text{Th}$  dan  $^{228}\text{Ra}$ ) yang sangat dominan. Seperti diketahui bahwa  $^{228}\text{Th}$  dan  $^{228}\text{Ra}$  adalah merupakan induk dari gas thoron ( $^{220}\text{Rn}$ ) dan sangat berbahaya dampaknya bagi kesehatan.

Tabel 2. Konsentrasi radionuklida alam dalam contoh air

No.	Jenis Contoh	$^{228}\text{Th}$ (mBq/L)	$^{228}\text{Ra}$ (mBq/L)	$^{226}\text{Ra}$ (mBq/L)	$^{40}\text{K}$ (mBq/L)
1.	Air Kolong	$11,17 \pm 2,64$	$< 16,39$	$< 11,36$	$166,52 \pm 89,11$
2.	Air Sumur Artesis	$< 3,91$	$< 16,39$	$< 11,36$	$154,99 \pm 89,03$

Keterangan: MDC  $^{228}\text{Th} = 3,91$  mBq/L,  $^{228}\text{Ra} = 16,39$  mBq/L, dan  $^{226}\text{Ra} = 11,36$  mBq/L

Pada Tabel 2. dapat dilihat bahwa air kolong mengandung radionuklida alam  $^{228}\text{Th}$  dengan konsentrasi ( $11,17 \pm 2,64$ ) mBq/L dan  $^{40}\text{K}$  dengan konsentrasi ( $166,52 \pm 89,11$ ) mBq/L,  $^{228}\text{Ra}$  dan  $^{226}\text{Ra}$  tidak terdeteksi ( $< \text{MDC}$ ) sedangkan air sumur artesis hanya mengandung radionuklida alam  $^{40}\text{K}$  dengan konsentrasi ( $154,99 \pm 89,03$ ) mBq/L,  $^{228}\text{Th}$ ,  $^{228}\text{Ra}$  dan  $^{226}\text{Ra}$  tidak terdeteksi ( $< \text{MDC}$ ). Ini dimungkinkan karena pada air kolong galian timah masih mengandung sebagian kecil mineral (bijih timah, monazite, ilmenit dan zirkonium) yang larut dalam air. Namun demikian konsentrasi  $^{228}\text{Th}$  dalam air kolong ini masih jauh di bawah konsentrasi tertinggi yang diijinkan ( $3 \times 10^3$  Bq/L)<sup>[6]</sup>. Jadi dengan demikian air kolong bisa dimanfaatkan untuk fasilitas penyediaan air bersih di kawasan perkantoran pemerintahan Bangka Belitung.

## V. KESIMPULAN DAN SARAN

Dari hasil pengukuran diperoleh konsentrasi radionuklida alam dalam tanah timbunan  $^{228}\text{Th} : (294,40 \pm 1,90)$

Bq/kg dan  $^{228}\text{Ra} : (282,77 \pm 3,83)$  Bq/kg, lebih tinggi dibanding dengan tanah asli  $^{228}\text{Th} : (98,15 \pm 1,92)$  Bq/kg dan  $^{228}\text{Ra} : (89,23 \pm 3,82)$  Bq/kg. Perlu pengkajian lebih lanjut pada beberapa bahan/ material yang digunakan untuk pembangunan gedung maupun sarana yang lainnya karena berhubungan dengan dampak kesehatan bagi para pengguna bangunan perkantoran tersebut.

Untuk pengukuran contoh air kolong diperoleh hasil  $^{228}\text{Th} : (11,17 \pm 2,64)$  mBq/L dan  $^{228}\text{Ra}$  tak terdeteksi. Dengan demikian apabila ditinjau dari baku tingkat radioaktivitas di lingkungan yang ditetapkan oleh BAPETEN untuk  $^{228}\text{Th}$  yaitu  $3 \times 10^3$  Bq/L maka air kolong masih layak digunakan untuk fasilitas penyediaan air bersih.

## DAFTAR PUSTAKA

- 1 HEWSON G. S., *Overview of Radiation Safety in the Tin By-product (AMANG) Industry of South East Asia*, Health Physics 71 (2)(1996) 225 - 234.



2. NCRP, *Measurement of Radon daughter in Air*, NCRP Report No. 27 Bethesda, Maryland USA, 1998.
3. BAEZA, A.M., M. de RIO, MIRO C., and PANGUA, JM., *Natural Radioactivity in Soil of the Province of Caceres (Spain)*, Radiation Protection Dosimetry, Vol.45.No.I/4 pp. 261-263, Nucl. Tech. Publishing, Salzburg, Australia, 1992.
4. IAEA (International Atomic Energy Agency), *Measurement of Radionuclides in Food and Environment*, A Guidebook, Tech.Rep.Series No.295, , Vienna, 1989, PP.56-66.
5. SUTARMAN, EMLINARTI, dan BUCHARI R, Penentuan Radioaktivitas Alam Dalam Tanah Dari Beberapa Lokasi Di Propinsi Sumatera Selatan, Prosiding Seminar Keselamatan Nuklir II. 6-8 Mei 2002, Badan Pengawas Tenaga Nuklir, Jakarta hal.520-521.
6. Surat Keputusan No.02/Ka.BAPETEN/V-99, tentang Baku Tingkat Radioaktivitas di Lingkungan.

## Tanya Jawab :

### 1. Penanya : Maskur (PRR-BATAN)

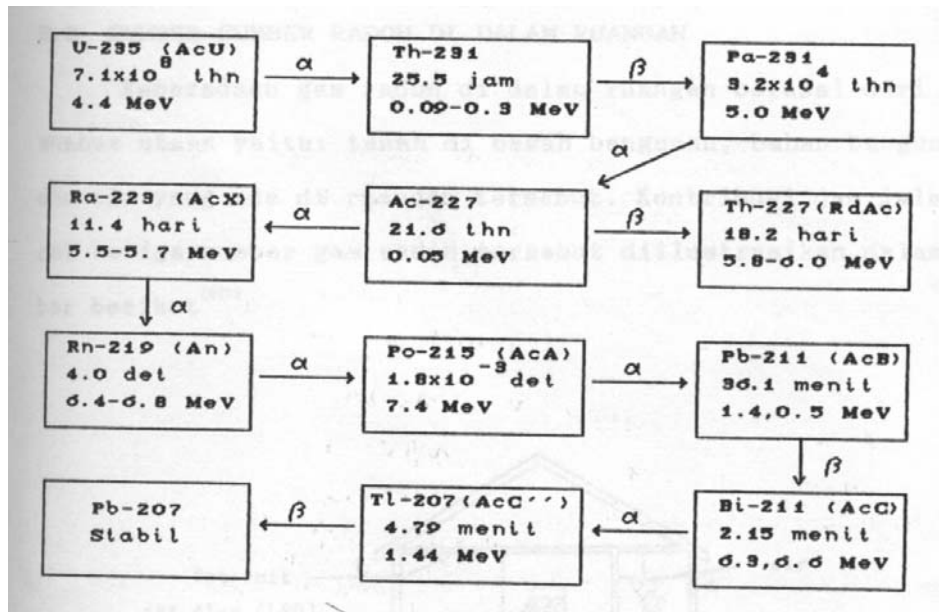
#### Pertanyaan :

1. Dalam penelitian ini digunakan alat spektrometer gamma MCA, sehingga radionuklida yang dapat dideteksi akurat hanya radionuklida pemancar gamma, sedangkan untuk pemancar beta kurang akurat dan pemancar alfa tidak terdeteksi, sehingga menurut saya judul makalah ini lebih tepat jika ditambahkan kata "Radionuklida pemancar gamma" menjadi KONSEN-TRASI RADIONUKLIDA PEMANCAR GAMMA DALAM TANAH DAN AIR DI KAWASAN PERKANTORAN PEMERINTAH BANGKA BELITUNG, mohon konfirmasi?

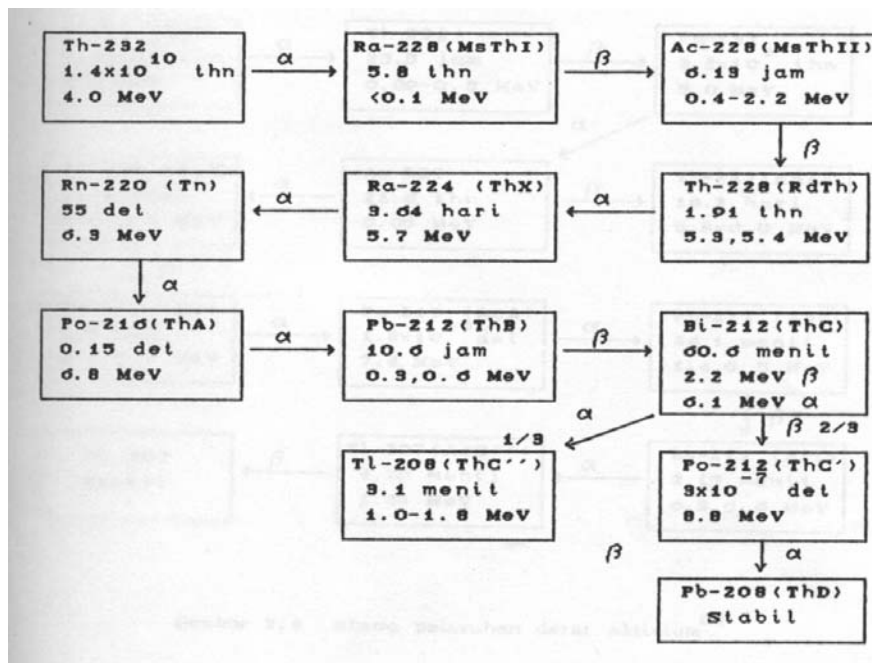
### Jawaban : Asep Warsona (PTKMR – BATAN)

1. Seperti kita ketahui yang dimaksud dengan radioaktif alam adalah radionuklida yang berasal dari alam seperti Uranium, Radium, Thorium, dan Kalium dan radionuklida tersebut merupakan pemancar radiasi alfa kecuali Kalium. Jadi dalam tulisan ini membahas tentang pengukuran konsentrasi radionuklida alam dengan mengukur anak luruh yang memancarkan radiasi gamma dari radionuklida alam tersebut dalam keadaan setimbang, sedangkan untuk pemancar radiasi beta umumnya dari radioaktif buatan.

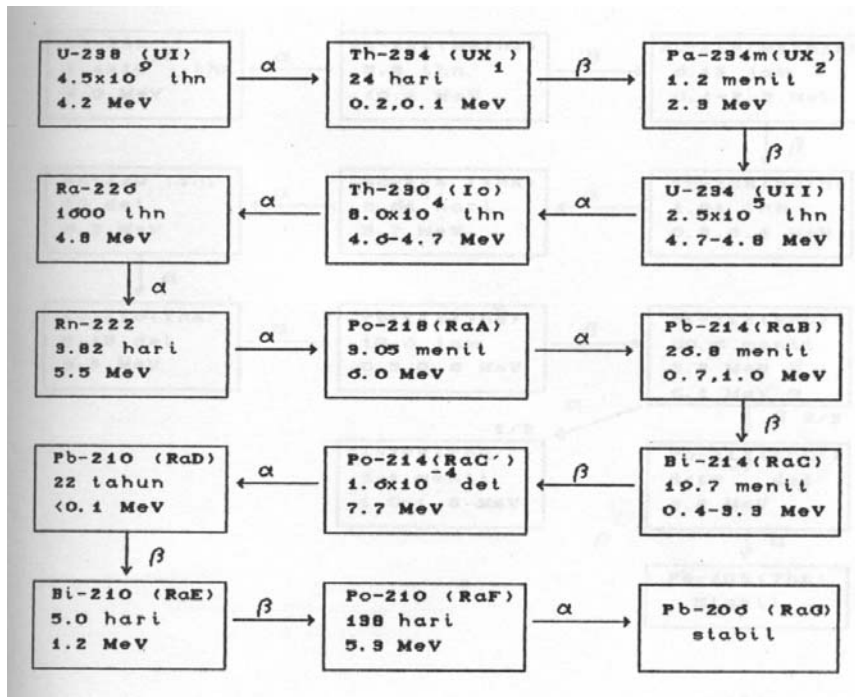
LAMPIRAN



Gambar 1. Skema peluruhan deret aktinium



Gambar 2. Skema peluruhan deret thorium



Gambar 3. Skema peluruhan deret uranium



Gambar 4. Pencacah salur ganda (MCA)

## **KALIBRASI ALAT UKUR AKTIVITAS DOSE CALIBRATOR SECARA SIMULTAN**

Gatot Wurdianto, Wijono dan Hermawan Candra  
Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi – BATAN

### **ABSTRAK**

#### **KALIBRASI ALAT UKUR AKTIVITAS DOSE CALIBRATOR SECARA SIMULTAN.**

Telah dilakukan penentuan faktor kalibrasi pada alat ukur aktivitas “dose calibrator” secara simultan di PTKMR-BATAN. Penelitian ini dilakukan untuk mengetahui respon alat pada setelan (*setting*) tertentu terhadap berbagai sumber radioaktif dan digunakan sebagai data dasar (*database*). Cara yang dilakukan adalah dengan mencacah sumber standar pada tombol I-131, Tc-99m dan tombol lainnya. Sumber standar yang digunakan adalah Co-60, Cs-137, Ra-226, I-131 dan Tc-99m. Alat ukur standar yang digunakan adalah *Dose Calibrator* CAPINTEC CRC-7BT sedangkan alat uji yang digunakan adalah *Dose Calibrator* VICTOREEN milik beberapa rumah sakit. Pengukuran dilakukan 3 periode dengan masing-masing pengambilan data 15 kali. Hasil pengukuran menunjukkan bahwa respon alat pada setelan tertentu memiliki nilai karakteristik yang berbeda antara tiap-tiap jenis alat tetapi menunjukkan nilai perbandingan yang relatif sama antara respon tiap-tiap tombol. Dengan berhasilnya penelitian ini diharapkan PTKMR – BATAN mampu melakukan kalibrasi *dose calibrator* untuk berbagai energi (tombol) dengan hanya menggunakan sebuah sumber standar sehingga biaya kalibrasi akan lebih murah, aman dari segi proteksi radiasi, efektif, efisien, cepat dan tingkat akurasi memadai.

Kata kunci : Kalibrator dosis, sumber standar, dan simultan.

### **ABSTRACT**

#### **CALIBRATION OF MEASURING ACTIVITY INSTRUMENT DOSE CALLIBRATOR SIMULTANEOUSLY.**

The Determination of calibration factor of dose calibrator had been carried out by simultaneous methods in PTKMR-BATAN. The research was carried out to know the response of detector for many kinds of radioactive sources and it can be used for database. The methods which used were counting standard sources in Tc-99m buttons, I-131 buttons and others buttons. Standard sources which used are Co-60, Cs-137, Ra-226, Tc-99m and I-131. The Standard apparatus is CAPINTEC radioisotope Calibrator CRC-7BT type, and the test apparatus which used is VICTOREEN dose calibrator. The measurement was carried out in 3 periods. The result showed that detector response in each setting has a different characteristics value among each buttons. By successfully the research, we hope our Laboratory can calibrate dose calibrator cheaply, safely, effectively, faster and accurately.

Key words : Dose calibrator, standard source and simultaneous.

## I. PENDAHULUAN

Peran teknologi nuklir dalam berbagai aspek kehidupan kian hari semakin meningkat sesuai dengan kebutuhan dasar bagi umat manusia. Kebutuhan akan kehidupan yang lebih layak, kesehatan yang lebih baik merupakan tuntutan dasar setiap insan dalam menjalani kehidupan ini. Dalam bidang kesehatan, peran teknologi nuklir berkembang sangat pesat seperti radioterapi, kedokteran nuklir dan lain-lain. Seiring dengan pemanfaatan teknologi tersebut tuntutan akan keselamatan nuklir juga semakin meningkat. Sesuai dengan kondisi tersebut BAPETEN (Badan Pengawas Tenaga Nuklir) selaku instansi yang berwenang dalam melakukan pengawasan pemanfaatan tenaga nuklir merevisi Peraturan Pemerintah menjadi PP No.33 tahun 2007 <sup>[1]</sup> sehingga pelaksanaan keselamatan di bidang Kedokteran Nuklir lebih terjamin.

Salah satu faktor untuk terjaminnya pelaksanaan keselamatan nuklir adalah terkalibrasinya alat ukur radiasi. Dewasa ini pelaksanaan kalibrasi alat ukur radiasi hanya terbatas pada alat ukur dosis radiasi (paparan radiasi) yang telah berlangsung puluhan tahun, sedangkan alat ukur

aktivitas yang digunakan dalam bidang teknik kedokteran nuklir seperti *dose calibrator* dan sumber radiasi pada pesawat brachyterapi belum diatur lebih ketat. Dengan adanya peraturan ini maka ada keharusan bagi pemilik alat tersebut untuk secara rutin mengkalibrasi ke instansi/laboratorium terkait. Peraturan tentang keharusan mengkalibrasi alat ukur aktivitas sangat mutlak mengingat tingkat resiko akibat kesalahan hasil pengukuran sangat tinggi, dan jika dibandingkan dengan alat ukur dosis seperti surveymeter, alat ukur aktivitas memiliki tingkat risiko yang jauh lebih tinggi. Hal ini karena sumber radioaktif disuntikkan langsung ke pasien.

Beberapa rumah sakit telah memiliki dan memanfaatkan alat ukur *dose calibrator* dan pesawat *brachyterapi* sebagai alat utamanya. Tercatat lebih dari 13 Rumah Sakit di Indonesia telah memiliki alat ukur *dose calibrator* dan pesawat *brachyterapi*, namun hingga kini baru sekitar 30% yang secara rutin mengkalibrasi alat *dose calibrator* sedangkan untuk pesawat radioterapi baru beberapa buah.

Kendala terbesar dalam melakukan kalibrasi pesawat *dose calibrator* adalah

ketersediaan secara kontinyu sumber yang biasa digunakan untuk melakukan diagnosis maupun terapi, yaitu I-131 dan Tc-99m. Secara teknis maupun ekonomis untuk sumber I-131 sudah dapat teratasi, namun untuk sumber Tc-99m masih terdapat beberapa kendala. Tc-99m memiliki waktu paro sekitar 6 jam <sup>[2,3]</sup> sehingga untuk mengkalibrasi alat *dose calibrator* yang lokasinya jauh membutuhkan aktivitas sumber yang sangat tinggi. Hal ini membutuhkan pengaman yang ekstra ketat agar segi keselamatan pekerja maupun lingkungan tetap terjamin. Selain itu untuk mendapatkan Tc-99m dengan sistem per paket membutuhkan biaya yang tidak murah. Semua ini tentu menjadi beban yang harus ditanggung oleh konsumen.

Mengatasi hal tersebut di atas, perlu dilakukan penelitian untuk mendapatkan alternatif dimana tanpa menggunakan sumber Tc-99m, alat ukur dapat terkalibrasi pada energi sumber tersebut. Cara yang dilakukan adalah dengan melakukan kalibrasi secara simultan dari beberapa sumber standar yang memiliki waktu paro panjang pada daerah energi Tc-99m. Dari kombinasi tersebut diharapkan akan mendapatkan suatu nilai konversi

yang memiliki tingkat akurasi tinggi sehingga hasil ukur dapat dipertanggungjawabkan dengan nilai ekonomis yang dapat bersaing.

Dengan berhasilnya penelitian ini diharapkan dapat menggugah hati para pemilik alat untuk mengkalibrasi secara rutin dengan biaya yang lebih murah, waktu yang cepat, nilai kalibrasi yang memadai sehingga tercapai suatu tujuan diagnosis dan terapi yang efektif, efisien, tepat sasaran dan murah dengan aman dan selamat.

## II. TATA KERJA

Perangkat *dose calibrator* merupakan alat ukur aktivitas yang banyak digunakan di bidang kedokteran nuklir. Hal ini disebabkan alat ini sangat praktis dan mudah penggunaannya serta sangat stabil hasil pengukurannya. Selain itu perangkat ini mempunyai bentuk sumur dengan kedalaman tertentu sehingga dalam merespon suatu radiasi hampir mendekati  $4\pi$ . Dengan kondisi seperti ini, beberapa laboratorium primer seperti BIPM (*Bureau Internationale de Poids et Measure*), memanfaatkan perangkat ini untuk menguji keandalan alat ukur lain dan juga sumber standar.

Dewasa ini PTKMR-BATAN memiliki 5 (lima) buah alat *dose calibrator*, yaitu Merlin Gerlin, Centronic, Vinten, Victoreen dan Capintec. Ke empat alat tersebut memiliki spesifikasi dan keunggulan masing-masing dan selalu di periksa kestabilannya menggunakan berbagai sumber standar. Adapun ke empat perangkat tersebut ditampilkan pada Gambar 1a, 1b dan 1c.

Pada penelitian ini dibahas hanya untuk alat ukur *Dose calibrator Capintec* dan Victoreen. Capintec dipilih karena telah dikalibrasi secara langsung di Laboratorium Kalibrasi Dosimetri Terakreditasi *K&S Associates, Inc.*, sedangkan Victoreen dipilih karena sebagian besar Rumah sakit memiliki *dose calibrator* jenis ini. Selain itu Victoreen merupakan alat yang paling praktis digunakan dan berukuran kecil sehingga mudah untuk dipindah-tempatkan.

Langkah pelaksanaan penelitian ini adalah melakukan preparasi sampel I-131 dan Tc-99m dengan volume sekitar 3,6 mL dalam wadah ampul sehingga sesuai dengan volume standar lainnya (Co-60, Cs-137 dan Ra-226). Selanjutnya sampel I-131 dan Tc-99m diukur aktivitasnya dengan alat ukur standar CAPINTEC

radioisotope Calibrator type CRC-7BT. Untuk pengukuran aktivitas sumber standar ini dilakukan menggunakan setelan sesuai dengan tombol masing-masing. Setelah didapatkan nilai standar aktivitas I-131 dan Tc-99m, sumber tersebut siap diukur menggunakan tombol-tombol lainnya.

Pengukuran sumber standar Co-60, Cs-137 dan Ra-226 selain diukur menggunakan tombol yang sesuai, dilakukan juga dengan menggunakan tombol I-131 dan Tc-99m. Sedangkan untuk sumber standar I-131 dan Tc-99m hanya diukur menggunakan tombol I-131 dan Tc-99m serta kebalikannya. Hal ini dilakukan karena fokus penelitian ini adalah mencari faktor koreksi dari berbagai sumber radioaktif untuk kedua tombol tersebut yang pada dasarnya adalah yang paling sering digunakan saat ini. Pengukuran dilakukan sebanyak 3 periode dengan pengambilan data pada setiap variasi setelan adalah 15 data. Adapun ilustrasi setelan dan alur pengukuran ditampilkan pada Gambar 2.



Gambar 1a. Dose Calibrator Capintec Tipe CRC - 7BT



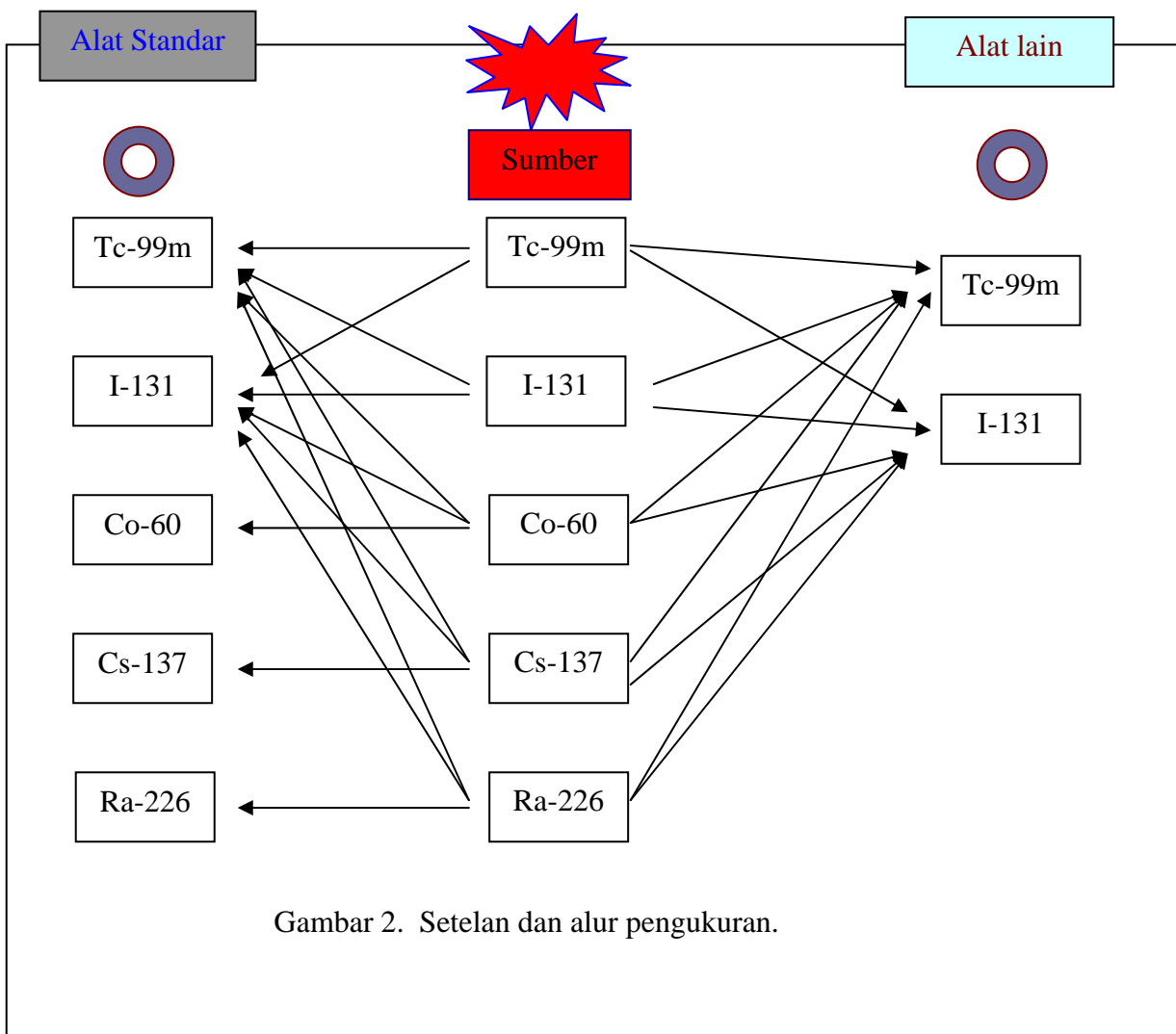
Gambar 1c. Dose Calibrator Victoreen.



Gambar 1b. Dose Calibrator Merlin Gerrin

Pengukuran sumber standar Co-60, Cs-137 dan Ra-226 dengan menggunakan alat ukur standar dimaksudkan untuk memeriksa apakah alat ukur standar benar-benar stabil. Pengukuran lanjutan dengan sumber-sumber yang lain dapat dilakukan bila alat ukur standar telah dinyatakan stabil. Pengukuran Tc-99m dan I-131 pada tombol yang sesuai menghasilkan nilai faktor kalibrasi dengan cara membandingkan terhadap keluaran dari alat ukur standar. Untuk sumber standar yang lain (Co-60, Cs-137 dan Ra-226) akan mendapatkan nilai faktor koreksi dari sumber-sumber tertentu terhadap tombol tertentu. Penghitungan nilai faktor koreksi dilakukan setelah hasil ukur dinormalisasikan dengan nilai sesungguhnya.





Gambar 2. Setelan dan alur pengukuran.

Tabel 1. Faktor Kalibrasi Pesawat "Dose Calibrator" Menggunakan Sumber Standar Tc-99m dan I-131

Tombol	Alat Ukur Standar "Capintec"	Victoreen Milik PTKMR	Victoreen Milik RS "X"	Victoreen Milik RS "Y"	Victoreen Milik RS "Z"
Tc-99m	( 1 ± 3 % )	( 0,99 ± 6,1% )	( 1,18 ± 6,3 % )	( 0,99 ± 6,2% )	( 1,06 ± 6,2% )
I-131	( 1 ± 3 % )	( 0,88 ± 6,1 % )	( 0,98 ± 6,2% )	( 0,93 ± 6,2% )	( 0,89 ± 7,9% )

Tabel 2. Faktor Kalibrasi Sumber Standar Terhadap Tombol Tc-99m

Sumber	Alat Ukur Standar "Capintec"	Victoreen No.seri Milik PTKMR	Victoreen No.seri Milik RS "X"	Victoreen No.seri Milik RS "Y"	Victoreen No.seri Milik RS "Z"
Tc-99m	( 1 ± 3 % )	( 0,99 ± 6,1% )	( 1,18 ± 6,3% )	( 0,99 ± 6,2% )	( 1,06 ± 6,2 % )
I-131	( 0,52 ± 3 % )	( 0,52 ± 6,1% )	( 0,66 ± 6,2% )	( 0,64 ± 6,3% )	--
Co-60	( 0,09 ± 3 % )	( 0,13 ± 10% )	( 0,11 ± 6,3% )	( 0,12 ± 6,3% )	( 0,18 ± 22 % )
Cs-137	( 0,42 ± 3 % )	( 0,45 ± 8,5% )	( 0,59 ± 6,2% )	( 0,57 ± 6,2% )	( 0,61 ± 11% )
Ra-226	( 0,14± 3 % )	( 0,16 ± 7,2% )	--	( 0,19 ± 6,3% )	( 0,22 ± 7,1% )

Tabel 3. Faktor Kalibrasi Sumber Standar Terhadap Tombol I-131

Sumber	Alat Ukur Standar "Capintec"	Victoreen Milik PTKMR	Victoreen Milik RS "X"	Victoreen Milik RS "Y"	Victoreen Milik RS "Z"
Tc-99m	( 1,95 ± 3% )	( 1,46 ± 6,2% )	---	( 1,44 ± 6,3 % )	---
I-131	( 1 ± 3% )	( 0,88 ± 6,2% )	( 0,98 ± 6,2 % )	( 0,93 ± 6,2 % )	( 0,90 ± 6,2% )
Co-60	( 0,17 ± 3% )	( 0,25 ± 18% )	( 0,23 ± 6,2 % )	( 0,16 ± 6,3 % )	( 0,22 ± 24% )
Cs-137	( 0,81 ± 3% )	( 0,79 ± 15% )	( 0,68 ± 6,2% )	( 0,84 ± 6,3 % )	( 0,81 ± 9,8% )
Ra-226	( 0,27 ± 3% )	( 0,28 ± 9,1% )	---	( 0,27 ± 6,3 % )	( 0,29 ± 8,9% )

Tabel 4. Faktor Koreksi Sumber Standar Terhadap Tombol Tc-99m dan Tombol I-131 Ter"normalisasi"

Sumber	Alat Standar "Capintec"		Victoreen Milik PTKMR		Victoreen Milik RS "X"		Victoreen Milik RS "Y"		Victoreen Milik RS "Z"	
	Tombol Tc-99m	Tombol I-131	Tombol Tc-99m	Tombol I-131	Tombol Tc-99m	Tombol I-131	Tombol Tc-99m	Tombol I-131	Tombol Tc-99m	Tombol I-131
Tc-99m	1	0,5128	0,99	0,6027	1,18	--	0,99	0,6458	1,06	--
I-131	1,9231	1	1,9038	0,88	1,7879	0,98	1,5469	0,93	--	0,90
Co-60	11,1111	5,8824	7,6154	3,52	10,7273	4,2609	8,25	5,8125	5,8884	4,0909
Cs-137	2,3609	1,2346	2,2	1,1139	2	1,4412	1,7368	1,1071	1,7377	1,1111
Ra-226	7,1429	3,7037	6,1875	3,1429	--	--	5,2105	3,4444	4,8182	3,1034

### III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Pada Tabel 1 ditampilkan hasil pengukuran nilai kalibrasi pada tombol ukur Tc-99m dan I-131 dari beberapa *dose calibrator* yang dilakukan dengan menggunakan sumber standar yang sesuai dengan peruntukannya, yaitu Tc-99m dan I-131. Pada tabel ini terlihat bahwa nilai faktor kalibrasi dari semua *dose calibrator* masih cukup baik karena mempunyai rentang dibawah 20% <sup>[5]</sup>. Pada proses kalibrasi ini bila terjadi kasus yang faktor kalibrasinya berada di luar batas (20%) maka dilakukan penyetelan pada sistem "Cal trims" pada alat ukurnya. Bila penyetelan tidak berhasil maka alat ukur dose calibrator tersebut dinyatakan rusak dan perlu perbaikan.

Tabel 2 dan Tabel 3, menampilkan faktor kalibrasi dari beberapa sumber standar yang diukur menggunakan tombol Tc-99m dan juga tombol I-131. Nilai faktor kalibrasi yang ditampilkan tersebut didapatkan dengan membandingkan terhadap aktivitas sumber standar masing-masing. Jika dilihat dari kedua tabel tersebut faktor kalibrasi menggunakan tombol I-131 lebih besar dibandingkan menggunakan tombol Tc-99m, artinya adalah respon tombol Tc-99m lebih besar

dari pada tombol I-131. Hal ini disebabkan karena Tc-99m memiliki energi gamma sebesar 140 keV sedangkan I-131 memiliki energi gamma tersebar dari 80 keV sampai dengan 722 keV dengan intensitas terbesar (80%) pada energi 364,5 keV. Sesuai dengan karakter dari detektor ionisasi, pada energi 140 keV memiliki respon yang lebih tinggi dari pada energi 364,5 keV. Pada Tabel 2 dan 3 ini terdapat data yang tidak memiliki faktor kalibrasinya, hal ini karena pengukuran yang dilakukan belum menyeluruh dan belum lengkap, namun di lain kesempatan akan dilakukan penyempurnaan. Pada tabel ini juga terdapat nilai ketidakpastian yang relatif lebih besar dibandingkan dengan nilai faktor kalibrasi yang lainnya, hal ini kemungkinan disebabkan oleh aktivitas sumber standar yang digunakan sudah kecil.

Pada Tabel 3 terlihat bahwa faktor kalibrasi sumber Ra-226 terhadap tombol I-131 sangat stabil untuk masing-masing alat ukur radiasi, hal ini disebabkan sebaran energi gamma yang dikeluarkan oleh Ra-226 merata dengan energi 165 keV (mendekati energi Tc-99m 140 keV) dan mempunyai intensitas tidak besar (sekitar 3%) sehingga pengaruh pancaran menjadi

sangat stabil. Kondisi seperti ini menyebabkan Ra-226 digunakan sebagai standar untuk menguji kestabilan "dose calibrator" disamping memiliki waktu paro yang sangat panjang (1600 tahun). Dari kedua tabel tersebut dapat disimpulkan bahwa hubungan antar sumber dengan setting tombol pada tiap-tiap alat *dose calibrator* memiliki pola yang mirip akan tetapi mempunyai nilai yang cukup berbeda. Dengan kondisi seperti ini untuk sementara hasil ukur nilai faktor kalibrasi untuk tombol Tc-99m dan I-131 tidak dapat dirata-ratakan.

Pada Tabel 4, ditampilkan faktor koreksi setiap sumber standar terhadap tombol Tc-99m dan I-131 setelah dinormalisasikan terhadap faktor kalibrasi pada setiap tombolnya. Nilai faktor koreksi ini sangat bervariasi, untuk setiap sumber, setiap tombol dan setiap alat ukur memiliki nilai tersendiri, meskipun polanya sangat mirip. Nilai faktor ini merupakan langkah awal dan dapat dijadikan data dasar dalam melakukan kalibrasi alat ukur *dose calibrator*, dan diharapkan dalam penggunaan berikutnya dapat dilakukan kalibrasi tanpa harus menggunakan seluruh jenis sumber standar. Harapan berikutnya kalibrasi *dose calibrator* tidak tergantung

pada keberadaan Tc-99m maupun I-131 sehingga biaya menjadi lebih murah, efektif, efisien dengan kualitas yang teruji.;

#### IV. KESIMPULAN

Dari pengukuran dan penghitungan yang telah dilakukan dapat disimpulkan :

1. Nilai faktor kalibrasi alat ukur *dose calibrator* dapat lebih dioptimalkan dengan memutar sistem *cal trims* yang terdapat pada alat tersebut. Namun demikian sistem *cal trims* ini tidak boleh diubah-ubah oleh pihak pemilik karena akan mempengaruhi nilai faktor kalibrasi, yang berakibat nilai faktor kalibrasi tersebut sudah tidak sesuai lagi.
2. Faktor kalibrasi menggunakan tombol I-131 lebih besar dibandingkan dengan tombol Tc-99m, hal ini menandakan bahwa respon detektor pada energi sekitar 140 keV (Tc-99m) lebih besar dari energi yang dimiliki I-131 (364,5 keV).
3. Faktor kalibrasi sumber Ra-226 terhadap tombol I-131 sangat stabil untuk masing-masing alat ukur radiasi.
4. Korelasi antara jenis sumber radiasi (dalam hal ini energinya) dengan setting tombol pada tiap-tiap *dose*

- calibrator* mempunyai pola yang hampir sama, meskipun memiliki nilai faktor kalibrasi yang berbeda.
5. Dengan adanya nilai faktor koreksi antara sumber radiasi terhadap setting pada tombol alat ukur *dose calibrator* diharapkan mampu mengatasi sumber-sumber pengkalibrasi yang memiliki waktu paro pendek, seperti Tc-99m. Berikutnya diharapkan mampu memberikan layanan kalibrasi yang lebih murah, aman, efektif, efisien namun mempunyai tingkat kualitas dan akurasi yang memadai.
  6. Sebagai saran penelitian ini perlu dilanjutkan sehingga benar-benar mendapatkan nilai faktor koreksi yang akurat, dan perlu ditambahkan untuk jenis *dose calibrator* yang lain. Selain dari itu perlu digunakan sumber standar yang memiliki aktivitas yang besarnya sebanding dengan sumber yang biasa digunakan pada bidang kedokteran nuklir.
3. BROWNE , E. and FIRESTONE , R.B.; Table of Radioactive Isotopes; John Wiley and Sons Inc.; New York, (1986).
  4. Manual Instruction, Radionuclide Calibrator User Manual, Vinten Instruments limited, September 1984.
  5. Panduan Mutu dan Prosedur Kerja Laboratorium Metrologi Radiasi PTKMR - BATAN, Revisi 0 tahun 2000.

## V. DAFTAR PUSTAKA

1. Peraturan Pemerintah No. 33 tahun 2007.
2. Annals of the ICRP; Radionuclide Transformations; ICRP Publication 38; Volume 11-13, 1983.

**KALIBRASI KELUARAN BERKAS ELEKTRON  
PESAWAT PEMERCEPAT LINIER MEDIK CLINAC 2100C NO. SERI 1402  
DI RUMAH SAKIT UMUM PUSAT Dr. SUTOMO, SURABAYA**

**Nurman R dan Bambang S**  
**Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi - BATAN**

**ABSTRAK**

**KALIBRASI KELUARAN BERKAS ELEKTRON PESAWAT PEMERCEPAT LINIER  
MEDIK VARIAN CLINAC 2100C NO. SERI 1402 DI RSUP Dr. SUTOMO, SURABAYA.**

Makalah ini menguraikan kalibrasi keluaran berkas elektron energi nominal 6, 9, 12, 16 dan 20 MeV dari pesawat pemercepat linier medik VARIAN CLINAC 2100C no. seri 1402 milik RSUP Dr. Sutomo, Surabaya. Pengukuran persentase ionisasi di kedalaman dilakukan menggunakan dosimeter Wellhofer sedangkan pengukuran keluaran dilakukan menggunakan detektor ionisasi volume 0,6 cc di dalam fantom air pada kedalaman 1,44, 1,96, 2,63, 2,61 dan 1,82 cm masing-masing untuk berkas elektron untuk energi nominal 6, 9, 12, 16 dan 20 MeV dengan jarak sumber radiasi ke permukaan fantom 100 cm dan aplikator lapangan radiasi 15 cm x 15 cm. Hasil yang diperoleh menunjukkan bahwa nilai laju dosis serap berkas elektron adalah 100,9, 101,5, 100,1, 102 dan 100 cGy/100 MU masing-masing untuk berkas elektron untuk energi nominal 6, 9, 12, 16 dan 20 MeV. Diuraikan juga parameter kualitas radiasi berkas elektron tersebut.

Kata kunci : Kalibrasi keluaran, berkas elektron, pesawat pemercepat linier medik, persentase ionisasi di kedalaman, laju dosis serap, kualitas berkas radiasi dan Varian Clinac.

**ABSTRACT**

**THE OUTPUT CALIBRATION FOR ELEKTRON BEAM OF THE VARIAN CLINAC  
2100C SERIAL NUMBER 1402 LINEAR ACCELERATOR MACHINE AT Dr SUTOMO  
HOSPITAL, SURABAYA.**

This paper describes the determination of the output for 6, 9, 12, 16 and 20 MeV electron beam of The Varian Clinac 2100C serial number 1402 linear accelerator machine. Measurement of the percentage depth ionization has been carried out using Wellhofer dosimeter and measurement of the output has been carried out using a 0.6 cc ionization chamber inside a water phantom at depth of 1.44, 1.96, 2.63, 2.61 and 1.82 cm each for nominal energy of 6, 9, 12, 16 and 20 MeV with the source to the surface distance of 100 cm and field size defined by a 15 cm x 15 cm applicator. The result obtained showed that the absorbed dose rate were 100.9, 101.5, 100.1, 102 and 100 cGy/100 MU each for 6, 9, 12, 16 and 20 MeV. The beam radiation quality parameter were also discussed

Key words : Output calibration, electron beam, linear accelerator machine, percentage ionization depth, absorbed dose rate, beam radiation quality and Varian Clinac

**I. PENDAHULUAN**

Setelah sebuah pesawat pemercepat linier medik dipasang maka dilakukan serangkaian pengukuran. Ada dua macam pengukuran yang dilakukan yaitu pengukuran relatif dan pengukuran

absolut. Pengukuran relatif antara lain penentuan kerataan ( flatness ), simetri dan persentase ionisasi di kedalaman berkas radiasi sedangkan pengukuran absolut antara lain penentuan laju dosis serap maksimum berkas radiasi tersebut.

Kedua pengukuran ini saling berkaitan karena beberapa parameter dan faktor koreksi yang digunakan pada pengukuran maupun perhitungan laju dosis serap diperoleh dari hasil pengukuran relatif<sup>[1]</sup>.

Pengukuran relatif dapat dilakukan menggunakan detektor ionisasi atau zat padat. Masing-masing detektor ini memiliki kelebihan dan kekurangan. Detektor zat padat mempunyai respon yang jauh lebih tinggi dibandingkan dengan detektor ionisasi untuk volume yang sama, tidak tergantung pada temperatur dan tekanan udara lingkungan dan pengaruh rekombinasi ion dapat diabaikan<sup>[2]</sup>.

Penentuan laju dosis serap berkas elektron dari sebuah pesawat pemercepat linier medik dapat dilakukan berdasarkan pengukuran menggunakan dua jenis detektor ionisasi yaitu detektor silindris dan keping sejajar ( plane parallel ). Penggunaan masing-masing detektor tersebut bergantung pada energi berkas elektron yang diukur,  $E_0$ . Untuk berkas elektron dengan energi  $E_0 < 5$  MeV harus digunakan detektor ionisasi keping sejajar, untuk energi berkas elektron sebesar  $5 \text{ MeV} \leq E_0 \leq 10 \text{ MeV}$  direkomendasikan menggunakan detektor keping sejajar, sedangkan untuk  $E_0 \geq 10 \text{ MeV}$  direkomendasikan menggunakan detektor silindris,

meskipun demikian detektor keping sejajar dapat digunakan juga<sup>[3]</sup>.

Pengukuran tersebut di atas dapat dilakukan di dalam fantom air atau fantom padat, pada kedalaman acuan yang tergantung pada kedalaman ionisasi mencapai maksimum. Jika digunakan fantom padat maka kedalaman pengukuran harus diperhitungkan terhadap acuan di air<sup>[3]</sup>.

Untuk mendapatkan kedalaman pengukuran maka dilakukan lebih dahulu pengukuran persentase ionisasi di kedalaman dari berkas elektron tersebut. Dari kurva persentase ionisasi di kedalaman yang diperoleh maka dapat ditentukan kedalaman pengukuran<sup>[3]</sup>.

Makalah ini menguraikan kalibrasi keluaran berkas elektron energi nominal 6, 9, 12, 16 dan 20 MeV yang dipancarkan dari pesawat pemercepat linier medik Varian Clinac 2100C no seri 1402 milik RSUP Dr. Sutomo, Surabaya yang baru selesai dipasang setelah dipindahkan dari gedung yang lama. Diuraikan juga karakteristik berkas elektron tersebut di atas.

## II. TINJAUAN PUSTAKA

Berkas elektron dari suatu pesawat pemercepat linier medik dihasilkan dari sebuah *electron gun* yang terdapat di bagian belakang pesawat



tersebut. Elektron ini disuntikkan ke dalam tabung pemercepat gelombang berjalan. Pada saat yang bersamaan gelombang elektromagnet berfrekuensi tinggi juga diinjeksikan ke tabung tersebut melalui sistem penunjuk gelombang (wave guide). Gelombang elektromagnetik berfrekuensi tinggi diperkuat oleh *magnetron* atau *klystron*.

Gelombang inilah yang mempercepat elektron sehingga dihasilkan berkas elektron berenergi tinggi. Dengan menggunakan *bending magnet* maka berkas elektron yang telah dipercepat tersebut diarahkan sesuai dengan keperluan<sup>[5]</sup>. *Electron gun* suatu pesawat pemercepat linier medik dapat dilihat pada Gambar 1.



Gambar 1. *Electron gun* sebuah pesawat pemercepat linier medik.

Penggunaan energi berkas elektron untuk keperluan penyinaran tumor sangat bergantung pada posisi tumor tersebut di dalam tubuh. Semakin dalam tumor tersebut maka semakin tinggi energi berkas elektron yang digunakan. Untuk mengetahui distribusi masing-masing energi berkas elektron di dalam tubuh maka dilakukan pengukuran kurva persentase ionisasi berkas elektron

di dalam air. Dengan kurva ini maka akan diperoleh parameter dosimetri penting yang digunakan dalam radioterapi. Parameter tersebut antara lain kedalaman ionisasi mencapai maksimum  $R_{100}$ , kedalaman ionisasi mencapai 80 % dari nilai maksimum  $R_{80}$ , kedalaman ionisasi mencapai 50 % dari nilai maksimum  $R_{50}$ , rentang praktis elektron  $R_p$  dan kedalaman ionisasi mencapai 30 % dari

nilai maksimum  $R_{30}$  yang menunjukkan kecepatan berkas elektron turun terhadap kedalaman.

Untuk kepentingan *acceptance test* dan *commissioning* pabrik biasanya memberikan nilai parameter tersebut seperti dapat dilihat pada Tabel 1 [6].

Tabel 1. Parameter dosimetri berkas elektron energi nominal 6, 9, 12, 16 dan 20 MeV pesawat pemercepat linier medik Varian Clinac 2100C

Energy nominal	$R_{100}$ (cm)	$R_{80}$ (cm)	$R_{30}$ (cm)
6	1,0	$1,90 \pm 0,1$	$\leq 2,6$
9	1,4	$2,95 \pm 0,1$	$\leq 3,9$
12	2,0	$4,15 \pm 0,1$	$\leq 5,4$
16	2,7	$5,45 \pm 0,1$	$\leq 7,3$
20	3,3	$6,55 \pm 0,1$	$\leq 9,3$

Dari parameter  $R_{50}$  dan  $R_p$  maka dengan menggunakan persamaan empiris akan diperoleh energi yang paling mungkin  $E_{p0}$ , energi rata-rata  $E_0$  dan energi di kedalaman  $E_z$ . Persamaan tersebut dapat dilihat pada persamaan 1-3 [7].

$$E_{p,0} = 0,22 + 1,98 R_p + 0,0025 R_p^2 \text{ MeV} \dots\dots\dots (1)$$

$$E_0 = 2,33 R_{50} \text{ MeV} \dots\dots\dots (2)$$

$$E_z = E_0 (1 - z/R_p) \text{ MeV} \dots\dots\dots (3)$$

Disamping parameter tersebut di atas parameter dosimetri yang sangat penting adalah laju dosis serap dari berkas elektron pada kedalaman acuan. Untuk itu maka keluaran dari pesawat tersebut harus diukur menggunakan dosimeter yang memiliki ketertelusuran ke laboratorium standar primer. Laju dosis serap suatu berkas elektron pada

kedalaman acuan dapat ditentukan menggunakan persamaan berikut [7].

$$D_w (P_{\text{eff}}) = M_u \cdot N_D \cdot (S_{w,\text{air}})_u \cdot P_u \dots\dots\dots (4)$$

dengan :

$D_w (P_{\text{eff}})$  : laju dosis serap pada titik efektif (cGy/ $M_u$ ).

$M_u$  : bacaan dosimeter terkoreksi rekombinasi ion, tekanan udara dan temperatur (nC/ $M_u$ ).

$N_D$  : faktor kalibrasi dosis serap rongga udara detektor (cGy/nC)

$(S_{w,\text{air}})_u$  : nisbah daya henti masa air terhadap udara.

$P_u$  : faktor koreksi perturbasi.

### III. TATA KERJA

#### Sumber Radiasi

Sebagai sumber radiasi digunakan pesawat pemercepat linier medik Varian

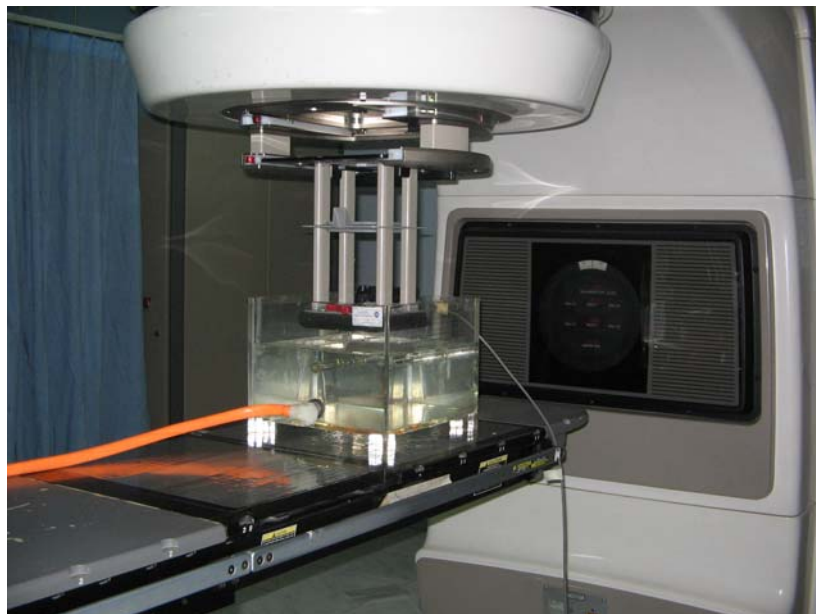
Cinac 2100C no. seri 1402 yang dapat memancarkan berkas elektron dengan energi nominal 6, 9, 12, 16 dan 20 MeV. Pesawat ini dilengkapi dengan beberapa aplikator pembentuk lapangan radiasi.

### Alat Ukur Radiasi

Sebagai alat ukur radiasi digunakan detektor ionisasi volume 0,6 cc tipe 2581 no. seri 333 yang dihubungkan dengan elektrometer Farmer tipe 2570/1B no. seri 1182 [8,9]. Pengukuran dilakukan di dalam *fantom* air. Kondisi lingkungan selama pengukuran diamati menggunakan barometer dan termometer.

### Pengukuran prosentase ionisasi di kedalaman berkas elektron

Pengukuran prosentase ionisasi di kedalaman berkas elektron dilakukan di dalam *fantom* air dengan jarak permukaan air ke sumber radiasi 100 cm dan luas lapangan radiasi 15 cm x 15 cm. Pengukuran dilakukan dengan menggunakan sistem dosimeter Wellhofer yang dapat melakukan pengukuran relatif. Detektor yang pertama bertindak sebagai detektor acuan yang diletakkan di dalam medan radiasi sedangkan detektor yang lain dapat dikendalikan di sepanjang sumbu utama berkas radiasi.



Gambar 2. Susunan peralatan pada pengukuran keluaran Pesawat pemercepat linier medik Varian Clinac 2100C no seri 1402 Milik RSUP Dr. Sutomo, Surabaya.

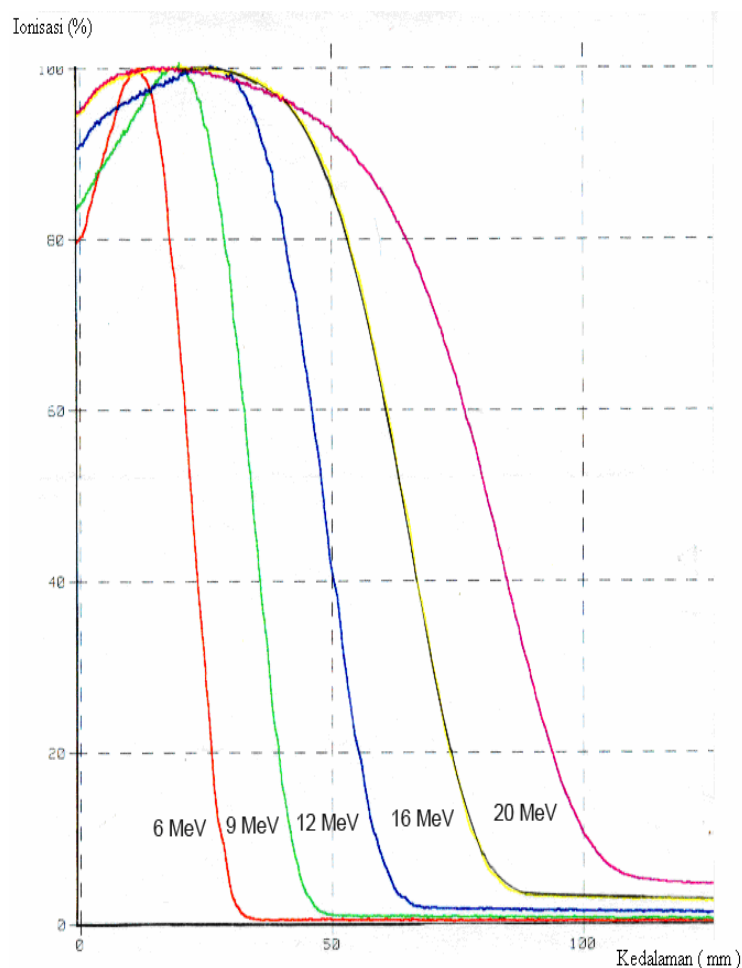
### Pengukuran keluaran berkas elektron

Pengukuran keluaran pesawat pemercepat linier tersebut menggunakan detektor kamar pengion tipe 2581 yang dirangkaikan dengan elektrometer Farmer tipe 2570/1B. Detektor diletakkan di dalam fantom air pada kedalaman ionisasi mencapai maksimum  $R_{100}$  dengan jarak sumber radiasi ke permukaan *fantom* 100 cm dengan luas lapangan persegi yang dibentuk oleh aplikator 15 cm x 15 cm. Susunan peralatan

pada pengukuran dapat dilihat pada Gambar 2. Perhitungan hasil pengukuran dilakukan dengan menggunakan persamaan 4.

### IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

Kurva persentase ionisasi di kedalaman berkas elektron dengan energi nominal 6, 9, 12, 16 dan 20 MeV yang diukur dengan menggunakan dosimeter Wellhofer dapat dilihat pada Gambar 3.



Gambar 3. Kurva persentase ionisasi di kedalaman berkas elektron dengan energi nominal 6, 9, 12, 16 dan 20 MeV pada jarak sumber radiasi ke permukaan fantom 100 cm dengan aplikator 15 cm x 15 cm.

Dari Gambar 3 tersebut di atas akan diperoleh parameter dosimetri yaitu: kedalaman ionisasi mencapai maksimum  $R_{100}$ , kedalaman ionisasi mencapai 80 % dari nilai maksimum  $R_{80}$ , kedalaman ionisasi mencapai 50 % dari nilai maksimum  $R_{50}$ , kedalaman ionisasi mencapai 30 % dari nilai maksimum,  $R_{30}$  dan rentang praktis berkas elektron  $R_p$ . Selanjutnya dengan menggunakan

persamaan 1, 2 dan 3 serta Tabel X pada TRS 277 akan diperoleh energi yang paling mungkin  $E_{p0}$ , energi rata-rata elektron di permukaan fantom  $E_0$  dan energi pada kedalaman pengukuran  $E_z$ . Hasil penentuan parameter dosimetri tersebut dapat dilihat pada Tabel 2. Perhitungan ini dilakukan oleh komputer alat ukur radiasi tersebut.

Tabel 2. Karakteristik berkas elektron energi nominal 6, 9, 12, 16 dan 20 MeV dari pesawat pemercepat linier medik Varian Clinac 2100C no. seri 1402 milik RSUP dr Sutomo, Surabaya untuk jarak fokus sumber radiasi ke permukaan 100 cm menggunakan aplikator lapangan radiasi 15 cm x 15 cm.

Parameter \ Energi Nominal (MeV)	6	9	12	16	20
$R_{100}$ (cm)	1,28	1,96	2,63	2,61	1,82
$R_{80}$ (cm)	1,90	2,94	4,22	5,49	6,58
$R_{50}$ (cm)	2,29	3,50	4,98	6,51	8,22
$R_{30}$ (cm)	2,53	3,86	5,41	7,09	9,08
$R_p$ (cm)	2,86	4,19	5,95	7,65	9,98
$E_{p0}$ (MeV)	5,90	8,56	12,09	15,51	20,22
$E_0$ (MeV)	5,33	8,16	11,60	13,95	19,15
$E_z$ (MeV)	2,19	3,28	5,11	8,48	14,49

Jika nilai kedalaman ionisasi mencapai maksimum,  $R_{100}$ , kedalaman ionisasi mencapai 80% dari nilai maksimum,  $R_{80}$  dan kedalaman ionisasi mencapai 30% dari nilai maksimum,  $R_{30}$  hasil pengukuran yang terdapat pada Tabel 2 dibandingkan dengan nilai yang

ditentukan oleh pabrik yang terdapat pada Tabel 1, maka hasil tersebut sudah sesuai. Dengan demikian data ini dapat dijadikan sebagai acuan dalam melaksanakan program kendali mutu pesawat tersebut

Hasil penentuan keluaran pesawat pemercepat linier medik Varian Clinac

yang dihitung menggunakan persamaan 4 dapat dilihat pada Tabel 3 di bawah ini. Dari Tabel 2 dapat dilihat bahwa untuk 1 MU pesawat mendapatkan harga antara 0,81 s/d 0,91 cGy. Hasil tersebut kurang baik karena masih jauh dari yang diharapkan yaitu  $1 M_U = 1,00 \text{ cGy} \pm 4\%$  sesuai dengan spesifikasi pabrik. Dengan

demikian maka perlu dilakukan pemutaran potensiometer dosis dari pesawat tersebut agar hasilnya mendekati harga yang ditentukan. Setelah dilakukan penyetelan potensiometer dosis tersebut maka dilakukan pengukuran kembali dan hasilnya dapat dilihat pada Tabel 4.

**Tabel 3.** Perhitungan laju dosis serap berkas elektron energi nominal 6, 9, 12, 16 dan 20 MeV dari pesawat pemercepat linier medik Varian Clinac 2100C no. seri 1402 milik RSUP dr Sutomo, Surabaya untuk jarak fokus sumber radiasi ke permukaan 100 cm menggunakan aplikator lapangan radiasi 15 cm x 15 cm sebelum dikalibrasi.

Energi nominal ( MeV )	Bacaan rata-rata (nC/100MU)	$N_D$ mGy/nC	$S_{w,air}$	$P_u$	$P_s$	$D_{mak}$ cGy/100 $M_U$
6	16,851	49,83	1,0902	0,954	1,0065	87,90
9	16,291	49,83	1,067	0,958	1,0071	83,59
12	16,074	49,83	1,042	0,965	1,0062	81,02
16	17,733	49,83	1,011	0,977	1,0070	87,85
20	18,866	49,83	0,978	0,990	1,0072	91,63

**Tabel 4.** Perhitungan dosis serap berkas elektron energi nominal 6, 9, 12, 16 dan 20 MeV dari pesawat pemercepat linier medik Varian Clinac 2100C no. seri 1402 milik RSUP dr Sutomo, Surabaya untuk jarak fokus sumber radiasi ke permukaan 100 cm menggunakan aplikator lapangan radiasi 15 cm x 15 cm setelah kalibrasi

Energi nominal ( MeV )	Bacaan rata-rata (nC/100MU)	$N_D$ mGy/nC	$S_{w,air}$	$P_u$	$P_s$	$D_{mak}$ cGy/100 $M_U$
6	19,344	49,83	1,0902	0,954	1,0065	100,9
9	19,781	49,83	1,067	0,958	1,0071	101,5
12	19,860	49,83	1,042	0,965	1,0062	100,1
16	20,590	49,83	1,011	0,977	1,0070	102
20	20,590	49,83	0,978	0,990	1,0072	100

Dari Tabel 4 di atas dapat dilihat bahwa  $1 \text{ MU} = (1 \pm 2 \%) \text{ cGy}$ . Pabrik memberikan spesifikasi bahwa toleransi untuk dosis serap adalah  $\pm 4 \%$ . Dengan demikian hasil ini sudah cukup baik.

## V. KESIMPULAN

Dari hasil dan pembahasan tersebut di atas dapat disimpulkan bahwa parameter kualitas radiasi dari pesawat tersebut sudah sesuai dengan spesifikasi yang diberikan oleh pabrik demikian pula dengan keluarannya. Dengan demikian maka keluarannya dapat digunakan untuk penyinaran pasien tumor. Disamping itu hasil ini dapat digunakan sebagai data acuan dalam melaksanakan program kendali mutu dari pesawat tersebut.

## UCAPAN TERIMA KASIH

Penulis mengucapkan terima kasih yang sebesar-besarnya kepada staf unit Radioterapi RSUP Dr. Sutomo atas bantuannya dalam penulisan makalah ini.

## DAFTAR PUSTAKA

1. WILLIAM, J.R. and TWAITES, D.I., Radiotherapy in practice, Oxford Medical Publication, 1993.
2. JHON HORTON Ph.D., Handbook Radiation Therapy Physics, Prentice-Hall, Inc. Englewood Cliffs, N.J., 1987.
3. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Use of Plane Parallel Ionization Chamber in High Energy Electron and Photon Beam : An International Code of Practice for Dosimetry, Technical Report Series No.381, IAEA, Vienna (1997).
4. Quality Assurance in Radiotherapy, A guide prepared following a workshop held at Schloss Reicensburg, Federal Republic of Germany, 3-7 December 1984, World Health Organization, 1988.
5. RAZAK, MT., SUBKHI, MIR. Aplikasi dan Perkembangan Teknologi Akselerator Untuk Industri, Pertemuan dan Presentasi Ilmiah Penelitian Dasar Iptek Nuklir, 8-10 Juli 1997.
6. Installation Procedure HCIP302, High Energy C –Series Clinac Costumer Acceptance Procedure, Varian Oncology Systems Costumer Support, Milpitas, 2000.
7. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Absorbed Dose Determination in Photon and Electron Beams : An International Code of Practice, Technical Report Series No.277, IAEA, Vienna, 1987.
8. Instruction Manual for 2570A and 2570B Farmer Dosemeter, NE Limited, England, 1984.
9. Instruction Manual for 0.6 cc Ionization Chamber (Guarded Stem) Type 2571 and 2581, NE TECHNOLOGY LIMITED, England, 1997.

## KALIBRASI KELUARAN PESAWAT SINAR-X ORTHOVOLTAGE MONOGIL GILARDONI

Eni Suswantini dan Sri Inang Sunaryati  
Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi

### **ABSTRAK**

**KALIBRASI KELUARAN PESAWAT SINAR-X ORTHOVOLTAGE MONOGIL GILARDONI.** Penentuan keluaran sinar-X pesawat Gilordani untuk HVL 0,56 mmCu tegangan tabung 140 kV/ 10 mA diukur menggunakan detektor ionisasi tipe NE 2571 nomor seri 327 dengan volume 0,6 cm<sup>3</sup> yang dihubungkan dengan elektrometer Farmer tipe NE 2570/IB nomor seri 1319. Pengukuran dilakukan di dalam fantom air pada kedalaman 5 cm dengan jarak fokus sumber radiasi ke permukaan fantom (FSD) 30 cm dan 40 cm, dengan menggunakan beberapa ukuran konus. Dari hasil pengukuran luaran diperoleh dosis serap maksimum untuk HVL 0,56 mmCu tegangan tabung 140kv/10mA dengan konus 10 cm x 15 cm, 8 cm x 10 cm, 8 cm x 15 cm, 15 cm x 15 cm dan konus diameter 7,5 cm masing masing adalah 51,0 cGy/ menit, 28,6 cGy/menit, 29,5 cGy/menit, 30,5 cGy/menit dan 27,1 cGy/menit. Dosis serap maksimum pesawat sinar-X Gilardoni untuk HVL 0,56 mmCu tegangan tabung 140kv/10mA akan semakin naik dengan bertambah besarnya lapangan radiasi.

Kata kunci : konus, dosis serap dan kerma udara

### **ABSTRACT**

**THE CALIBRATION OF THE OUTPUT OF A ORTHOVOLTAGE MONOGIL GILARDONI X-RAY MACHINE.** The output of an orthovoltage monogil Gilordoni X-Ray machine with HVL 0.56 mmCu 140 kV/10mA was measured by using 0.6 cc volume of an ionization chamber type 2571 Serial Number 327, connected to a Farmer dosimeter NE 2570/IB Serial Number 1319. Measurement was carried out inside the water phantom at 5 cm depth, FSD (Focus to surface distance) of 30 cm and 40 cm and for several to size of conus. Maximum absorbed dose obtained from the output measurement results for conus 10 cm x 15 cm, 8 cm x 10 cm, 8 cm x 15 cm, 15 cm x 15 cm and  $\phi = 7.5$  cm were 51.0 cGy/minute, 28.6 cGy/ minute, 29.5 cGy/ minute, 30 cGy/ minute and 27.1 cGy/ minute. The output of an orthovoltage monogil Gilordani X-Ray machine with HVL 0.56 mmCu 140 kV/10mA will increase with increasing the size of conus

Key words : conus, absorbed dose and air kerma

## **I. PENDAHULUAN**

Untuk menjamin kebenaran nilai penyinaran, dosis serap, fluks atau aktivitas setiap alat ukur radiasi atau keluaran sumber radiasi terapi wajib dikalibrasi secara berkala dan menurut prosedur yang benar. Keluaran sumber

radiasi terapi dikalibrasi sekurang-kurangnya sekali dalam 2 tahun oleh fasilitas kalibrasi tingkat nasional.<sup>(1)</sup>

Dalam protokol IAEA (*International Atomic Energy Agency*) yang terdapat dalam TRS (*Technical Reports Series*) No. 277 merekomen-



dasikan penentuan dosis serap berdasarkan pengukuran menggunakan detektor ionisasi yang dikalibrasi dalam besaran kerma udara dengan satuan Gray<sup>(2)</sup>.

Untuk berkas sinar-X dengan tegangan tabung di bawah 400 kV, kualitas radiasi biasanya dinyatakan dalam istilah nilai tebal paro atau HVL (*Half Value Layer*) yang didefinisikan sebagai ketebalan (dalam millimeter) suatu bahan tertentu yang dapat mengurangi intensitas berkas radiasi menjadi setengah dari semula<sup>[3]</sup>

Makalah ini menguraikan pengukuran keluaran pesawat sinar-X Gilardoni. Untuk kualitas berkas radiasi HVL 0,56 mmCu dengan tegangan tabung 140 kV/10mA menggunakan beberapa konus yaitu konus 10 cm x 15 cm, 8 cm x 10 cm, 8 cm x 15 cm, 15 cm x 15 cm dan konus diameter 7,5 cm

## II. DASAR TEORI

Dalam protokol IAEA yang terdapat dalam TRS No. 277 menyatakan bahwa ketika sebuah detektor diletakkan di suatu kedalaman di dalam fantom, maka perkalian  $M_u$  (bacaan dosimeter terkoreksi terhadap temperatur dan tekanan udara) dengan  $N_K$  (faktor kalibrasi kerma udara) berhubungan dengan kerma udara pada pusat lubang di

dalam fantom dengan dimensi yang sama dengan dimensi dinding bagian luar detektor, diasumsikan bahwa berkas radiasi sinar-X yang datang pada detektor identik dengan berkas radiasi sinar-X ketika detektor dikalibrasi. Dalam kenyataannya, hal ini tidaklah demikian karena distribusi energi dan sudut datang foton pada kedalaman di air akan berbeda dengan di udara. Untuk itu maka protokol tersebut diperkenalkan faktor koreksi  $k_u$  untuk mengoreksi efek tersebut. Persamaannya dinyatakan sebagai berikut<sup>[1]</sup> :

$$D_w = M_u \cdot N_K \cdot k_u \cdot p_u \cdot (\mu_{en}/\rho)_{w,air} \dots\dots\dots(1)$$

dengan :

- $D_w$  : dosis serap air.
- $M_u$  : bacaan dosimeter terkoreksi terhadap temperatur dan tekanan udara.
- $N_K$  : faktor kalibrasi kerma udara.
- $k_u$  : faktor koreksi yang mempertimbangkan perubahan distribusi spektrum dari fluen foton di fantom terhadap udara saat kalibrasi.
- $p_u$  : faktor koreksi efek perpindahan air di dalam *fantom* oleh detektor
- $(\mu_{en}/\rho)_{w,air}$  : nisbah koefisien serap energi masa air dan udara

Untuk mendapatkan dosis maksimum,  $D_{maks}$  menggunakan persamaan sbb:

$$D_{maks} = 100 / (PDD) \times {}_5D_w \dots\dots(2)$$

$PDD_{eff}$  : prosentase dosis di kedalaman 5 cm air.

### Faktor Koreksi Kualitas Berkas Radiasi $k_u$

Dengan anggapan bahwa ketergantungan respon energi dari detektor terhadap kerma udara pada rentang tegangan tabung antara 70 s/d 250 kV ( 2 mm HVL (Al) s/d 3 mm HVL (Cu) dan faktor kalibrasi  $N_K$  diambil untuk berkas radiasi primer yang relevan maka  $k_u$  dianggap 1. [2]

### Faktor Koreksi Pertubasi $p_u$

Nilai  $p_u$  diturunkan dengan membandingkan pengukuran di dalam fantom air menggunakan detektor yang dikalibrasi dalam besaran dosis serap menggunakan faktor kalibrasi berdasarkan metoda ekstrapolasi dan pengukuran dengan detektor sama yang dikalibrasi dalam besaran kerma udara. [4]

### Perbandingan Koefisien Serap Energi Masa Air dan Udara $(\mu_{en}/\rho)_{w,air}$

Faktor konversi  $(\mu_{en}/\rho)_{w,air}$  adalah perbandingan dosis serap energi masa air dan udara yang direratakan pada seluruh

distribusi berkas radiasi di kedalaman di dalam fantom dengan tidak adanya detektor.

## III. TATA KERJA

### Peralatan

Sebagai sumber radiasi digunakan pesawat sinar-X Gilardoni. Pesawat ini dapat memancarkan berkas radiasi sinar-X dengan kualitas berkas radiasi antara 100–250 kV. Sebagai alat ukur digunakan sistem dosimeter Farmer tipe NE 2570/IB nomor seri 3154. dengan detektor kamar pengion volume 0,6 cc tipe NE 2581 nomor seri 327. *Fantom* air digunakan untuk menempatkan detektor pada kedalaman tertentu. Termometer, barometer dan hygrometer untuk mengukur suhu, tekanan serta kelembaban ruangan. Konus yang digunakan yaitu konus 10 cm x 15 cm, 8 cm x 10 cm, 8 cm x 15 cm, 15 cm x 15 cm dan konus  $\phi = 7,5$  cm.

### Pengukuran Prosentase Dosis di Kedalaman

Pertama dilakukan pengukuran prosentase dosis di kedalaman berkas sinar-X yang akan ditentukan keluarannya. Susunan peralatan dapat dilihat pada Gambar 1.

Pengukuran pertama adalah mengukur PDD HVL 0,56 mm Cu untuk

konus 10cmx15cm. Mula-mula pasang filter tambahan dan konus, kemudian letakkan ujung konus menempel *fantom* air. Selanjutnya letakkan detektor pada kedalaman 2,5 cm. Diatur tegangan, arus dan waktu penyinaran lewat panel kontrol ( Gambar 2 ). Detektor disinari selama 60 detik. Temperatur dan tekanan udara diamati. Pengambilan data

dilakukan sebanyak 1 kali. Selanjutnya detektor dipindahkan pada kedalaman 5,0 cm dan dilakukan kembali penyinaran. Hal yang sama dilakukan sampai dengan kedalaman 15 cm. Dengan menggunakan cara yang sama dilakukan pengukuran PDD untuk konus 8cmx10cm, konus 8cmx15cm, konus 15cmx15cm dan konus diameter 7,5 cm.



Gambar 1. Susunan peralatan pada pengukuran prosentase dosis di kedalaman berkas sinar-X pesawat Gilardoni. Ujung konus diletakkan menempel pada *fantom* air. Detektor diletakkan di dalam *fantom* air pada kedalaman 2,5 cm s/d 15 cm.



Gambar 2. Panel kontrol pesawat sinar-X Gilardoni

### Pengukuran Keluaran Pesawat Sinar-X

Penentuan dosis serap dilakukan menggunakan *fantom* air. Detektor diletakkan tegak legak lurus sumbu utama berkas radiasi pada kedalaman 5 cm, dengan jarak fokus ke permukaan *fantom* / FSD (*Focus Surface Distance*) 30 cm dan 40 cm. Penentuan dosis serap dilakukan untuk HVL 0,56 mmCu dengan tegangan tabung 140 kV/10mA dengan beberapa konus yaitu konus 10 cm x 15

cm, 8 cm x 10 cm, 8 cm x 15 cm, 15 cm x 15 cm dan konus diameter 7,5 cm

### IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil perhitungan prosentase dosis di kedalaman untuk berkas radiasi sinar-X (HVL) 0,56 mmCu dengan jarak fokus sumber radiasi ke permukaan *fantom* sesuai dengan konus yang tersedia dapat dilihat pada Tabel 1.

Tabel 1. Hasil perhitungan persentase dosis kedalaman (PDD) pesawat sinar-X orthovoltage monogil Gilardoni.

Kedalaman (cm)	Konus 8cm x 15cm	Konus 8cm x 10cm	Konus 10cm x 15cm	Konus 15cm x 15cm	Konus $\phi = 7,5$ cm
0	100	100	100	100	100
1	93.8	93.2	94.4	95.2	91.9
2	84,8	83,5	85.9	87.5	80.9
3	74,6	72.9	76.2	78.6	69.7
4	64,9	63.1	66.7	69.7	59.3
5	55,9	53.9	57.8	61.0	49.8
6	48,0	45.9	50.2	53.2	41.7
7	41,0	38.9	43.0	46.3	34.9
8	34,9	32.9	36.8	40.0	35.3
9	29,6	27.7	31.5	34.6	24.2
10	25,1	23.3	26.9	29.7	20.2
11	21,1	19.5	22.8	25.6	16.8
12	17,8	16.4	19.3	21.9	14.0
13	15,1	13.8	16.4	18.7	11.7
14	12,7	11.6	13.9	15.9	9.7
15	10,8	9.8	11.8	13.7	8.0

Tegangan / Arus / Filter : 140 kV/10 mA / (1 mm Al + 0,5 mm Cu)

Kualitas Radiasi (HVL) = 0,56 mm Cu

Hasil perhitungan dosis serap untuk berkas radiasi sinar-X dengan kualitas radiasi (HVL 0,56 mmCu) dengan tegangan 140 kV / 10mA yang

diukur di dalam *fantom* air pada kedalaman 5 cm menggunakan beberapa konus yang tersedia dapat dilihat pada Tabel 2 .

Tabel 2. Hasil perhitungan dosis serap maksimum,  $D_{maks}$ , untuk berkas radiasi sinar x dengan kualitas radiasi (HVL) 0,56mmCu, tegangan 140 kV dan arus 10 mA,  $N_k = 51,9$  mGy/nC,  $P_u = 1,047$ , dan  $(\mu_{en}/\rho)_{w,air} = 1,076$ .

Filter tambahan	FSD (cm)	konus (cm x cm)	Laju Dosis Serap Maksimum cGy/menit
1 mmAl + 0,5 mmCu	30	10 x 15	51,0
	40	8 x 10	28,6
	40	8 x 15	29,5
	40	15 x 15	30,5
	40	$\phi = 7,5$ cm	27,1

Hasil perhitungan persentase dosis kedalaman (PDD) digunakan untuk menghitung besarnya laju dosis di kedalaman maksimum.

Penentuan faktor koreksi rekombinasi  $P_u$  dan faktor konversi  $(\mu_{en}/\rho)_{w,air}$  dapat dilihat pada protokol IAEA TRS 277 hasil revisi tahun 1996.

Penggunaan konus ini disesuaikan dengan kebutuhan dari luas dan bentuk luasan dari permukaan kulit yang akan disinari, sehingga ada konus berbentuk luasan persegi dan luasan lingkaran.

Dari Tabel 1 di atas dapat dilihat bahwa semakin dekat jarak fokus sumber ke detektor maka nilai laju dosis maksimum juga akan semakin besar. Demikian juga halnya dengan luas lapangan radiasi yang semakin besar akan menghasilkan laju dosis maksimum yang semakin naik.

## V. KESIMPULAN

Dari hasil dan pembahasan di atas dapat disimpulkan bahwa :

- Untuk berkas sinar-X dengan kualitas berkas radiasi HVL 0,56 mmCu dengan tegangan tabung 140 kV/10mA, semakin besar lapangan radiasinya maka laju dosis maksimum makin naik
- Untuk menjamin penyinaran yang lebih tepat dan akurat maka keluaran dari pesawat sinar x ini harus diukur untuk setiap kualitas berkas radiasi dan setiap filter tambahannya secara periodik sesuai dengan peraturan yang berlaku.

## DAFTAR PUSTAKA

1. Surat Keputusan Direktur Jendral BATAN No. 84/DJ/VI/1991., tentang kalibrasi alat ukur radiasi dan keluaran sumber radiasi, standardisasi radionuklida dan fasilitas kalibrasi. Jakarta 1991.

2. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Absorbed Dose Determination in Photon and Electron Beams : An International Code of Practice, Technical Report Series No.277, IAEA, Vienna, 1987.
3. ISO: “X and Gamma Reference Radiation for Calibrating Dosimeters and Dose Ratemeters for Determining their Response as a Function of Photon Energy”, ISO 4037-1079.
4. IAEA, Review of Data and Methods Recommended in The International Code of Practice INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Absorbed Dose Determination in Photon and Electron Beams : An International Code of Practice, Technical Report Series No.277, IAEA, Vienna, 1987.
5. WILLIAM, J.R., and TWAITES, D.I, Radiotherapy Physics in Practice, Oxford University Press, Oxford, 1983.

## PENENTUAN RESPON PENCACAH NEUTRON MK 7 NRM TERHADAP SUMBER NETRON CEPAT $^{241}\text{Am-Be}$

Sri Inang Sunaryati  
Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi - BATAN

### ABSTRAK

**PENENTUAN RESPON PENCACAH NEUTRON MK 7 NRM TERHADAP SUMBER NEUTRON CEPAT  $^{241}\text{Am-Be}$ .** Makalah ini menguraikan pengukuran respon detektor pencacah neutron berbentuk bola dengan diameter 8 inci terhadap jarak ke sumber neutron cepat  $^{241}\text{Am-Be}$  yang dilakukan di dalam ruang kalibrasi berukuran panjang 11,0 m, lebar 5,4 m dan tinggi 3,5 m. Detektor dan sumber radiasi neutron ditempatkan pada ketinggian yang sama yaitu 120 cm dari lantai dengan jarak detektor ke sumber radiasi bervariasi mulai dari 60 cm s/d 170 cm dan rentang jarak 10 cm. Koreksi terhadap neutron terhambur dilakukan menggunakan teknik semi - empiris. Hasil yang diperoleh menunjukkan bahwa respon detektor terhadap neutron cepat  $^{241}\text{Am-Be}$  pada jarak 60 cm s/d 110 cm mengikuti persamaan garis lurus dengan kontribusi hamburan dari dinding ruang kalibrasi pada jarak 100 cm sebesar 16 %. berdasarkan kombinasi pengukuran dan perhitungan akan diperoleh daerah linier yang merupakan daerah kalibrasi alat ukur radiasi neutron tersebut, karena daerah linier ini menggambarkan jarak sumber radiasi ke detektor dengan hamburan yang konstan.

Kata Kunci : Pencacah neutron MK 7 NRM, neutron cepat  $^{241}\text{Am-Be}$ , respon detektor dan hamburan neutron

### ABSTRACT

**DETERMINATION OF THE RESPONSE OF MK 7 NRM NEUTRON DETECTOR FOR A  $^{241}\text{Am-Be}$  NEUTRON SOURCE.** This paper described measurement of the response of a 8 inch spherical neutron counter against with distance from a  $^{241}\text{AmBe}$  fission neutron source in variety of distance in a calibration room with dimensions about 11.0 m length, 5.4 m width and 3.5 m high. Instrument and source were placed on a stand so that the distances between them and the floor were about 120 cm, with the distances between the source and the detector are various between 60 cm up to 170 cm and ranging 10 cm. Correction for neutron scattering has been done using a semi-empirical technique. The result obtained showed that the response of the detector against fast  $^{241}\text{Am-Be}$  at the distance of 60 cm up to 100 cm followed straight line equation (linear regression), and the contribution of scattering from the wall of calibration at 100 cm of distance were 16%. In summary the calibration distance for this detector should be limited in the range from 60 cm to 110 cm.

Key words : Response of MK 7 NRM neutron detector,  $^{241}\text{Am-Be}$  fast neutron, detector response, and scattered neutron

## I. PENDAHULUAN

Pencacah neutron MK 7 NRM adalah salah satu *surveymeter neutron portable* yang digunakan di daerah sekitar reaktor, akselerator dan fasilitas

yang mempunyai sumber neutron. Instrumen ini dapat mengukur laju dosis neutron dalam rentang 0,1 mrem/jam sampai dengan 1 rem/jam untuk neutron termal dengan energi antara 0,025 eV sampai dengan 7 MeV. Unit detektor

terdiri dari detektor proporsional berbentuk bola diisi dengan campuran gas  $^3\text{He}$  yang diselubungi dengan moderator polietilen<sup>[1]</sup>. Surveymeter neutron seharusnya dapat membaca laju dosis ekivalen dengan ketidakpastian - 50% sampai dengan 100% untuk keperluan pemantauan rutin<sup>[2]</sup>.

Sumber neutron yang umum tersedia untuk kalibrasi terdiri atas 3 kategori yakni sumber neutron lambat yang diperoleh dengan memperlambat neutron berenergi lebih tinggi, sumber neutron radionuklida yang biasanya memancarkan neutron dengan spektrum energi yang lebar dan terakhir sumber neutron alat pemercepat, yang merupakan sumber neutron untuk kalibrasi yang lebih mahal dibandingkan dengan sumber neutron radionuklida<sup>[3]</sup>. Di fasilitas laboratorium kalibrasi PTKMR (Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi - BATAN) terdapat 2 jenis sumber neutron radionuklida yaitu  $^{252}\text{Cf}$  dan  $^{241}\text{Am-Be}$

Ruang laboratorium kalibrasi PTKMR yang terbuat dari beton berukuran panjang 11,0 m, lebar 5,4 m dan tinggi 3,5 m. Ruang dengan dimensi ini diperkirakan akan menyebabkan hamburan neutron yang cukup signifikan<sup>[1]</sup>, untuk menghindari kesalahan tersebut maka hamburan

neutron di ruang tersebut harus diperhitungkan untuk setiap detektor yang dikalibrasi.

Untuk menghitung hamburan neutron oleh dinding, udara, dan benda-benda yang ada di ruang laboratorium digunakan teknik semi empirik yaitu dengan cara mengukur respon total yang diterima oleh detektor. Dengan menggunakan kombinasi pengukuran dan perhitungan maka akan diperoleh respon detektor yang berasal langsung dari sumber neutron<sup>[3]</sup>

Dari kurva yang diperoleh, berdasarkan kombinasi pengukuran dan perhitungan akan diperoleh daerah linier yang merupakan daerah kalibrasi alat ukur radiasi neutron tersebut, karena daerah linier ini menggambarkan jarak sumber radiasi ke detektor dengan hamburan yang konstan

Makalah ini menguraikan pengukuran hamburan untuk respon dari alat ukur radiasi pencacah neutron MK 7 NRM terhadap sumber neutron  $^{241}\text{Am-Be}$  yang dilakukan di ruang kalibrasi PTKMR-BATAN

## II. TEORI

Respon suatu detektor dinyatakan sebagai bacaan alat ukur tersebut dibandingkan dengan dosis ekivalen hasil perhitungan dalam ruang hampa udara



(*vaccum*) yang dikoreksi terhadap hamburan di udara dan dinding ruangan. Respon detektor dapat dinyatakan sebagai berikut<sup>[4]</sup>:

$$R = M_0 \frac{4\pi \cdot r^2}{S \cdot F(90)} \frac{1}{H_\phi} \dots\dots\dots (1)$$

dengan:

- R : respon detektor (cps/mRem/jam)
- M<sub>0</sub> : bacaan yang hanya berasal dari sumber (cps).
- r : jarak (cm).
- S : adalah fraksi kontribusi hamburan oleh ruang pada unit jarak kalibrasi.
- F (90) : faktor koreksi anisotropi sumber radiasi (<sup>241</sup>Am-Be = 1,012).
- H<sub>φ</sub> : faktor konversi fluen-dosis ekuivalen (<sup>241</sup>Am-Be = 3,8 x 10<sup>-10</sup> Sv.cm).

Untuk menentukan respon detektor dan hamburan neutron digunakan persamaan regresi linier pada jarak tertentu dari sumber ke detektor akan diperoleh persamaan yang mendekati garis lurus:

$$M \cdot r^2 = M_0 (1 + S r^2) \dots\dots\dots (2)$$

dengan M<sub>0</sub> = M<sub>T</sub> (r) (1 + A.r) adalah respon detektor yang berasal dari sumber radiasi neutron pada jarak r, sedangkan *slope* S merupakan kontribusi neutron terhambur oleh ruang kalibrasi, M<sub>T</sub> (r) bacaan instrumen sebagai fungsi jarak,

yang disebabkan oleh medan radiasi total (neutron langsung dan neutron terhambur), dan A adalah faktor absorpsi udara terhadap neutron.

### III. PERALATAN dan TATA KERJA

- Sumber neutron cepat <sup>241</sup>Am-Be
- Detektor neutron MK 7 NRM
- *Scaler Tennelec* TC 534
- Mistar
- Laser

#### Penentuan Diskriminator *Scaler Tennelec* TC 534

Pertama-tama dilakukan penentuan diskriminator pencacah dari *Scaler Tennelec* TC 534 dengan cara menyinari detektor dengan sumber neutron <sup>241</sup>Am-Be yang laju pancaran neutronnya 1,1 x 10<sup>7</sup> n/s dengan waktu paruh 432 tahun<sup>[5]</sup>. Kemudian dilakukan penentuan respon dari detektor pada suatu tegangan. Selanjutnya tegangan *Scaler* dinaikkan sampai diperoleh tegangan plato (*plateau*).

#### Penentuan Respon Pencacah Neutron MK 7 NRM Terhadap Sumber Neutron <sup>241</sup>Am-Be.

Penentuan respon pencacah neutron MK 7 NRM terhadap sumber neutron cepat <sup>241</sup>Am-Be dilakukan dengan cara mengukur laju cacah sumber neutron cepat <sup>241</sup>Am-Be pada suatu

ketinggian dengan jarak detektor ke sumber radiasi yang bervariasi.

Mula-mula detektor ditempatkan pada jarak 60 cm dari sumber radiasi dengan ketinggian 120 cm dari lantai ruang kalibrasi. Setelah itu dilakukan pengukuran laju cacah pada kondisi

tersebut. Selanjutnya dilakukan pengukuran respon dengan jarak detektor ke sumber radiasi yang bervariasi mulai dari jarak 60 cm sampai dengan 170 cm dengan rentang jarak 10 cm. Susunan peralatan pengukuran dapat dilihat pada Gambar 1.



Gambar 1. Susunan peralatan untuk pengukuran respon detektor MK 7 NRM terhadap sumber radiasi neutron cepat  $^{241}\text{Am-Be}$ .

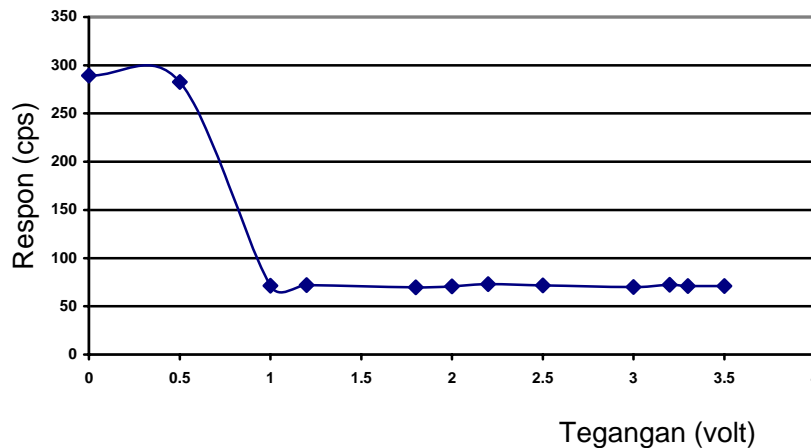
#### IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil pengukuran tegangan berkas neutron  $^{241}\text{Am-Be}$  menggunakan *Scaller*

*Tenellec* TC 534 dapat dilihat pada Tabel 1 dan Gambar 2.

Tabel 1. Penentuan kurva plato berkas neutron  $^{241}\text{Am-Be}$ .

No	Diskriminator (Volt)	Respon cps
1	0,0	289,125
2	0,5	282,766
3	1,0	71,250
4	1,2	71,891
5	1,8	69,533
6	2,0	70,591
7	2,2	72,908
8	2,5	71,500
9	3,0	70,058
10	3,2	72,375
11	3,3	70,941
12	3,5	71,041



Gambar 2. Kurva plato berkas radiasi neutron <sup>241</sup>AmBe.

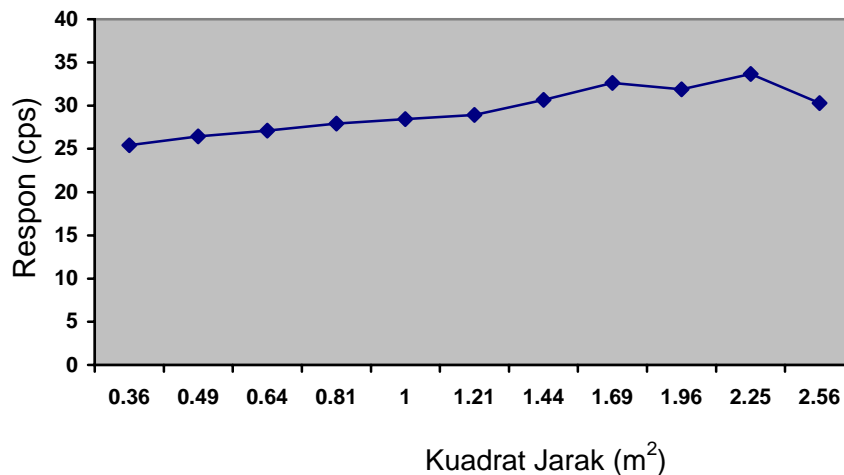
Hasil pengukuran tegangan berkas neutron pada pencacah dapat dilihat pada diskriminator *Scaller* antara 1 volt sampai dengan 3,5 volt. Pada pengukuran ini diambil tegangan kerja 2,5 volt karena

daerah tegangan platonya berada di sekitar tegangan ini.

Hasil pengukuran berkas neutron <sup>241</sup>Am-Be untuk berbagai jarak dapat dilihat pada Tabel 2. di bawah ini:

Tabel 2. Pengukuran berkas neutron <sup>241</sup>Am-Be untuk berbagai jarak.

No	r (m)	M (cps)	A (m)	(1-Ar)	M(1-Ar)	r <sup>2</sup>	M(1-Ar)r <sup>2</sup>
1	0,6	70,93333	0,008	0,9952	70,59285	0,36	25,41343
2	0,7	54,31667	0,008	0,9944	54,01249	0,49	26,46612
3	0,8	42,71667	0,008	0,9936	42,44328	0,64	27,16370
4	0,9	34,71667	0,008	0,9928	34,46671	0,81	27,91803
5	1,0	28,68333	0,008	0,9920	28,45387	1,00	28,45387
6	1,1	24,13333	0,008	0,9912	23,92096	1,21	28,94436
7	1,2	21,51667	0,008	0,9904	21,31011	1,44	30,68655
8	1,3	19,51667	0,008	0,9896	19,31369	1,69	32,64014
9	1,4	16,45000	0,008	0,9888	16,26576	1,96	31,88089
10	1,5	15,03333	0,008	0,9880	14,85293	2,25	33,41910



Gambar 3. Pengukuran neutron <sup>241</sup>Am-Be pada berbagai kuadrat jarak.

Hasil pengukuran total respon detektor MK 7 NRM, terhadap sumber radiasi neutron cepat <sup>241</sup>Am-Be mulai dari jarak detektor ke sumber radiasi 60 cm sampai dengan 170 cm, mula-mula dikoreksi dengan hamburan udara  $M_T(r)$   $(1 + A.r)$  dan selanjutnya dikalikan dengan kuadrat jarak sumber radiasi ke detektor  $(r)$ . Nilai perkalian ini digambarkan sebagai fungsi  $r^2$  yang hasilnya dihitung menggunakan persamaan 2 dan dapat dilihat pada Gambar 3.

Dari Gambar 3. dapat dilihat bahwa pada jarak detektor ke sumber radiasi mulai dari 60 cm sampai dengan 110 cm nilai  $M.r^2$  sebagai fungsi  $r^2$  cenderung mendekati linier mengikuti persamaan garis lurus  $M.r^2 = 24,36 (1 + 0,16 r^2)$  dengan koefisien korelasi  $r = 0,976$ . Persamaan garis tersebut

menunjukkan bahwa pada jarak 100 cm diperoleh *slope* sebesar 0,16 yang menunjukkan kontribusi neutron terhambur di ruang kalibrasi adalah 16%, sedangkan perpotongan pada  $r = 0$  cm memberikan respon yang berasal dari sumber neutron itu sendiri adalah 24,36 cps. Selanjutnya dengan menggunakan persamaan 1 akan diperoleh respon detektor sebesar  $24,36 \text{ cps} / 12,261841 \text{ mRem/jam} = 1,98 \text{ cps/mRem/jam}$

## V. KESIMPULAN

Berdasarkan hasil dan pembahasan di atas dapat disimpulkan bahwa untuk alat ukur radiasi ini kalibrasi dapat dilakukan pada jarak antara 60 cm sampai dengan 110 cm. Pada jarak 100 cm diperoleh *slope* sebesar 0,16 yang menunjukkan kontribusi neutron terhambur di ruang

kalibrasi adalah 16% sedangkan perpotongan pada  $r = 0$  cm memberikan respon yang berasal dari sumber neutron itu sendiri adalah 24,36 cps.

Function of Neutron Energy, ISO 8529, ISO, 1986.

## SARAN

Perlu juga dilakukan perhitungan hamburan menggunakan program komputer *Monte Carlo* untuk mendapatkan kesesuaian antara pengukuran dan perhitungan.

## DAFTAR PUSTAKA

1. Operation Manual Neutron Monitor MK 7 NRM, Nuclear Enterprises LTD, England, 1980.
2. RIMPLER, Dose equivalent Response of Neutron Survey meter for Several Neutron Fields, Radiation Protection Dosimetry Vol. 44 Nuclear Technology Publishing 1992.
3. EISENHAUER, C.M, SCHWARTZ, R.B. JOHNSON, T., Measurement of Neutron Reflected from the Surface of a Calibration Room, Health Physics Vol. 42, Pergamon Press Ltd, 1982.
4. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Guidelines on Calibration of Neutron Measuring Devices, IAEA, Vienna, 1988.
5. INTERNATIONAL ORGANIZATION for STANDARDIZATION, Neutron Reference Radiation for calibrating Neutron Measuring Device for Radiation Protection Purpose and for determining. Their Response as a

## PENENTUAN JARAK OPTIMAL PENGUKURAN SISTEM PENCACAH INTEGRAL DENGAN DETEKTOR NaI ( TI )

Holnisar dan Rosdiani  
Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi - BATAN

### ABSTRAK

**PENENTUAN JARAK OPTIMAL PENGUKURAN SISTEM PENCACAH INTEGRAL DENGAN DETEKTOR NaI ( TI )**. Penentuan jarak optimal pengukuran suatu sistem pencacah radiasi terhadap sumber radioaktif dapat dilakukan dengan menghitung waktu mati sistem pencacah untuk tiap- tiap jarak pengukuran. Meskipun hasil waktu mati untuk setiap jarak dapat digunakan sebagai koreksi hasil pengukuran, dalam pengukuran ini jarak optimal pengukuran ditentukan pada jarak 7 cm, karena pada jarak ini waktu mati yang diperoleh adalah yang terkecil yaitu 0,09  $\mu$  detik. Dengan waktu mati tersebut memberikan koreksi pengukuran terkecil sebesar 0,035 %

Kata kunci: Waktu mati sistem pencacah, jarak optimal pengukuran

### ABSTRACT

**DETERMINATION OF OPTIMAL DISTANCE MEASUREMENT OF INTEGRAL COUNTING SYSTEM WITH NaI ( TI ) DETECTOR**. Determination optimal distance of measurement counter system of radiation radioactive source can be done by counted dead time of counting system to every measurement distance. Although the obtained of dead time can be used to correction in this measurement. In this measurement is got the optimal distance of measurement at distance 7 cm, because at this distance of dead time the obtained is smallest, that is 0.09  $\mu$  second. With the dead time gave the smallest measurement correction equal 0.035 %.

Key words: The dead time of counting system, the optimal distance of measurement.

## I. PENDAHULUAN

Untuk menjamin akurasi sebuah pengukuran radiasi perlu diperhatikan hal- hal yang mempengaruhi hasil pengukuran dari sebuah sistem pencacah radiasi, seperti preparasi penyiapan sumber yang akan diukur, optimalisasi kerja sistem pencacah, pengaruh lingkungan disekitar pengukuran, jarak pengukuran dan lain-lain.

Penentuan jarak optimal pengukuran perlu ditentukan karena

sistem pencacah radiasi dalam proses pengubahan radiasi menjadi pulsa listrik dan akhirnya menjadi sebuah informasi yang dapat dianalisa memerlukan selang waktu tertentu yang disebut waktu mati sistem pencacah, waktu mati ini dapat diakibatkan dari besar-kecilnya aktivitas sumber radiasi yang diukur dan kualitas kerja dari si alat ukur itu sendiri Dengan menentukan waktu mati sistem pencacah terhadap jarak dapat ditentukan jarak optimal pengukurannya dan waktu mati yang dihasilkan pada jarak ini digunakan

untuk mengoreksi hasil cacahan dari suatu sistem pencacah radiasi.

Jarak optimal pengukuran ini adalah jarak yang dengan koreksi waktu mati terkecil.

## II. DASAR TEORI

Proses perubahan sebuah radiasi menjadi pulsa listrik dan akhirnya menjadi nilai cacahan memerlukan selang waktu tertentu yang sangat dipengaruhi oleh kecepatan detektor dan peralatan penunjangnya. Selang waktu yang diperlukan dalam proses ini dinamakan sebagai Waktu Mati Sistem Pencacah karena selama waktu tersebut sistem pencacah tidak dapat mendeteksi radiasi yang datang. Dengan kata lain radiasi yang datang berurutan dengan selang waktu yang lebih singkat dari pada waktu matinya tidak dapat dicacah atau tidak terhitung oleh sistem pencacah.

Karena intensitas radiasi yang dipancarkan oleh suatu sumber radiasi bersipat acak atau random maka terdapat kemungkinan beberapa radiasi yang mengenai detektor tidak tercatat, semakin tinggi intensitasnya atau laju cacahnya semakin banyak radiasi yang tidak tercatat sehingga hasil pengukuran sistem pencacah lebih kecil dari seharusnya.

Salah satu cara yang sering digunakan untuk mengeliminasi hasil

pengukuran adalah dengan menentukan jarak optimal pengukur. Penentuan jarak optimal ini dapat dilakukan dengan menentukan waktu mati sistem pencacah pada tiap-tiap jarak pengukuran, dari hasil penentuan waktu mati sistem pencacah untuk tiap-tiap jarak, jarak optimal pencacahan adalah hasil waktu mati sistem pencacah yang terkecil.

Waktu Mati Sistem Pencacah ( $\tau$ ) dapat ditentukan dengan metode pengukuran dua sumber radiasi yang identik dengan persamaan:

$$\tau = \frac{R_1 + R_2 - R_{12} - R_b}{R_{12} - R_1 - R_2} \dots\dots\dots (1)$$

dengan :

- R1 = Laju cacah Sumber 1
- R2 = Laju cacah Sumber 2
- R12 = Laju cacah Sumber 1 dan Sumber 2 bersama-sama
- Rb = Laju cacah latar belakang

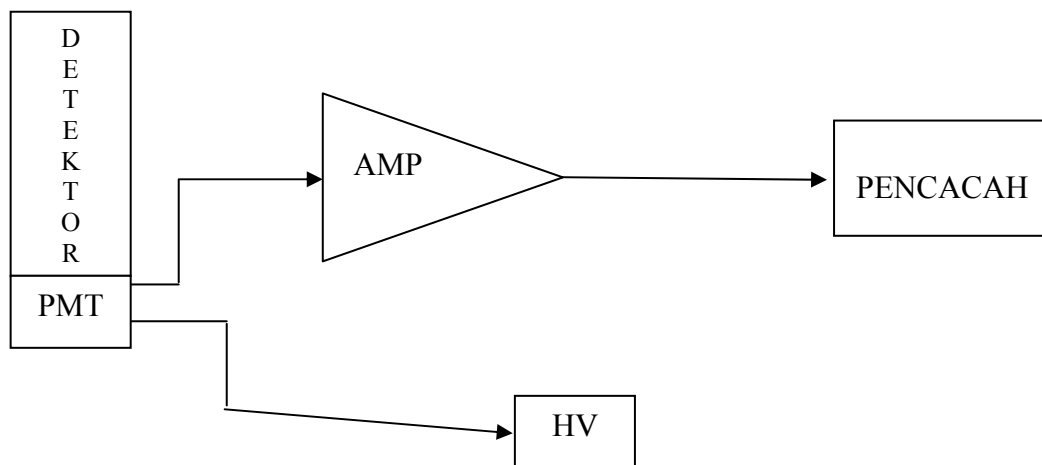
Sumber radiasi yang digunakan (R1 dan R2) untuk melakukan penentuan waktu mati sistem pencacah harus disesuaikan. Aktivitas masing-masing sumber ( R1 dan R2 ) dipilih yang masih belum terlalu dipengaruhi waktu mati tetapi bila dicacah bersama-sama harus telah dipengaruhi oleh waktu mati.

Bila aktivitas sumber terlalu kecil sehingga keduanya belum dipengaruhi oleh waktu mati maka nilai waktu mati

yang diperoleh tidak benar, bahkan sering bernilai negatif karena pembilang persamaan diatas bernilai negatif. Sebaliknya bila aktvitasnya terlalu besar maka detektor akan mengalami saturasi sehingga nilai waktu matinya salah, bisa bernilai negatif karena penyebut dari persamaan diatas bernilai negatif.

### III. TATA KERJA

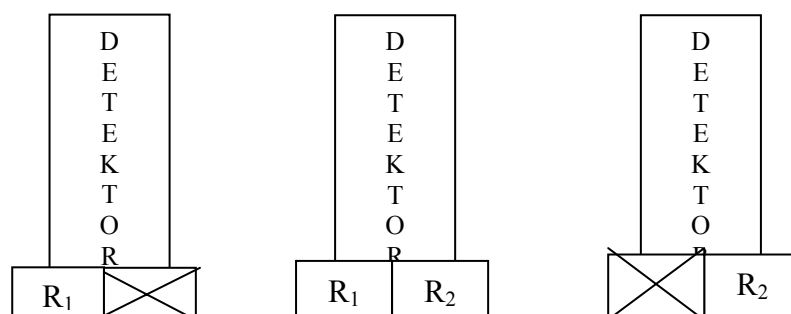
Sistem pencacah yang digunakan dalam pengukuran ini adalah sistem penacah integral dengan detektor NaI (TI) yang dirangkai seperti Gambar 1.



Gambar 1. Diagram blok sistem pencacah integral dengan detektor NaI ( TI ).

Sedang untuk pengambilan data cacahan dilakukan dengan cara meletakkan sumber radiasi dimuka detektor dengan posisi sedemikian rupa seperti yang terlihat pada Gambar 2.

Pada pengukuran ini sumber radiasi yang digunakan adalah dua buah sumber Cs-137 dengan aktivitas 252733,2 Bq untuk R1 dan 74967,83 Bq untuk R2.



Gambar 2. Posisi peletakan sumber yang diukur.



Untuk pencacahan sumber pertama (R1), sumber diletakan disisi kiri dari permukaan detektor. Lalu dua sumber diletakakan berdampingan untuk pencacahan sumber radiasi R1 dan R2 selanjutnya pencacahan sumber kedua (R2) sumber diletakan disisi kanan dari permukaan detektor. Pencacahan ini

dilakukan dengan variasi jarak dari jarak 1 cm sampai dengan 9 cm dan dengan waktu pencacahan 30 detik.

#### IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

Dari hasil pengukuran diatas dihasilkan data cacahan seperti yang terlihat pada Tabel 1 dibawah ini:

Tabel 1. Cacahan hasil pengukuran.

No	Jarak	Cacahan R1	Cacahan R1+ R2	Cacahan R2	Cacahan Latar
1	1 cm	489489	608468	133928	4871
		486910	608034	134077	4759
		489037	607981	134023	4875
		489517	606792	134161	4837
		489500	607666	134313	4919
	Rerata	488890,6±1006,6	607788,2 ± 559,8	134100,4±130,5	4852,2 ±53,4
	cps	16296,4 ± 33,6	20259,6 ± 18,7	4470,0 ± 4,4	161,7 ± 1,8
2	2 cm	347350	437305	96921	4871
		347255	437311	96914	4759
		347400	437300	96917	4875
		347355	437306	96932	4837
		347390	437304	96920	4919
	Rerata	347350,0 ± 51,3	437305,2 ± 3,5	96920,8 ± 6,1	4852,2 ±53,4
	cps	11578,3 ± 1,7	14576,8 ± 0,1	3230,7 ± 0,2	161,7 ± 1,8
3	3 cm	261239	328606	73267	4871
		261225	328626	73265	4759
		261255	328600	73269	4875
		261249	328596	73260	4837
		261227	328608	73273	4919
	Rerata	261239,0 ± 11,8	328605,2 ± 10,3	73266,8 ± 4,3	4852,2 ±53,4
	Cps	8708,0 ± 0,4	10953,5 ± 0,3	2442,2 ± 0,1	161,7 ± 1,8
4	4 cm	202981	254680	57641	4871
		202117	254514	57741	4759
		201678	253735	57492	4875
		202683	254594	57758	4837
		203021	255701	57597	4919
	Rerata	202496,0± 521,3	254644,8 ± 626,8	57645,8 ± 97,7	4852,2 ±53,4
	Cps	6749,9 ± 17,4	8488,2 ± 20,9	1921,5 ± 3,3	161.7 ± 1,8

Tabel 1. Cacahan hasil pengukuran (Lanjutan)

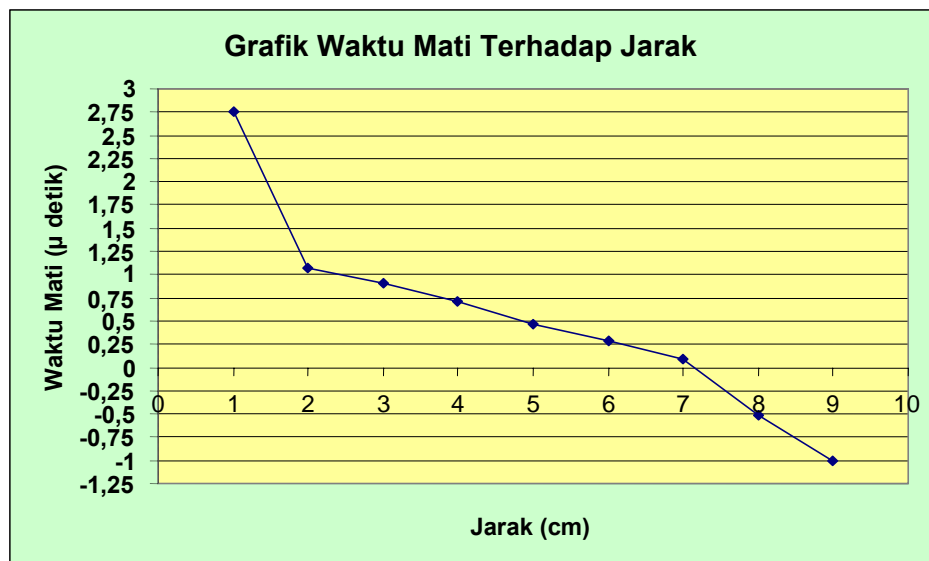
No	Jarak	Cacahan R1	Cacahan R1+ R2	Cacahan R2	Cacahan Latar
5	5 cm	165163	206131	46588	4871
		164176	206433	47020	4759
		164644	205792	46375	4875
		164771	206535	46563	4837
		165221	206306	46103	4919
	Rerata	164795,0 ± 380,4	206239,4 ± 261,2	46529,8 ± 300,3	4852,2 ± 53,4
	Cps	5493,2 ± 12,8	6874,6 ± 8,7	1551,0 ± 10,0	161,7 ± 1,8
6	6 cm	132493	166171	38611	4871
		132453	166100	38610	4759
		132472	166199	38609	4875
		132533	166242	38613	4837
		132515	166144	38612	4919
	Rerata	132493,2 ± 28,7	166171,2 ± 48,2	38611,0 ± 1,4	4852,2 ± 53,4
	Cps	4416,4 ± 1,0	5539,0 ± 1,6	1287,0 ± 0,1	161,7 ± 1,8
7	7 cm	110188	137557	32659	4871
		110174	138315	32543	4759
		110184	138301	32677	4875
		110186	137860	32803	4837
		110183	137947	32745	4919
	Rerata	110183,0 ± 4,8	137996,0 ± 285,8	32683,40 ± 87,7	4852,2 ± 53,4
	Cps	3672,8 ± 0,2	4599,9 ± 9,5	1089,4 ± 2,9	161,7 ± 1,8
8	8 cm	94157	117619	28463	4871
		94156	117552	28302	4759
		94153	118338	28251	4875
		94158	117681	28504	4837
		94160	117432	28221	4919
	Rerata	94256,8 ± 2,3	117724,4 ± 317,7	28348,2 ± 114,2	4852,2 ± 53,4
	Cps	3138,6 ± 0,1	3924,2 ± 10,6	944,9 ± 3,8	161,7 ± 1,8
9	9 cm	80310	100335	24690	4871
		80299	100222	24958	4759
		80315	100574	24876	4875
		80332	100305	24815	4837
		80312	100567	24824	4919
	Rerata	80313,6 ± 10,7	100400,6 ± 143,6	24862,6 ± 87,6	4852,2 ± 53,4
	Cps	2677,1 ± 0,4	3346,7 ± 4,8	827,8 ± 2,9	161,7 ± 1,8

Dengan menggunakan persamaan 1. diperoleh nilai waktu mati sistem pencacah untuk tiap jarak seperti yang

terlihat pada Tabel 2 dan tampilan kurva pada Gambar 3.

Tabel 2. Hasil penentuan waktu mati sistem pencacah.

No	Jarak	Waktu Mati Sistem Pencacah ( $\mu$ detik )
1	1 cm	2,76
2	2 cm	1,07
3	3 cm	0,92
4	4 cm	0,71
5	5 cm	0,47
6	6 cm	0,28
7	7 cm	0,09
8	8 cm	- 0,51
9	9 cm	- 1,00



Gambar 3. Tampilan waktu mati terhadap jarak.

Dari hasil waktu mati yang diperoleh untuk tiap–tiap jarak, terlihat bahwa semakin dekat jarak sumber radiasi terhadap detektor semakin besar nilai waktu mati yang dihasilkan sebaliknya semakin jauh jarak jarak sumber radiasi terhadap detektor

semakin kecil waktu mati yang diperoleh. Dalam pengukuran ini waktu mati terkecil yang diperoleh dalah pada jarak 7 cm yaitu 0,09  $\mu$ detik sedangkan untuk jarak 8 cm dan 9 cm nilai waktu mati yang diperoleh negatip, ini disebabkan intensitas radiasi yang

mengenai detektor semakin kecil sehingga kedua sumber tidak dipengaruhi waktu matinya, maka nilai waktu mati yang diperoleh tidak benar. Dengan variasi hasil waktu mati yang diperoleh seperti yang terlihat pada Tabel.2 dan gambar.3 dapat diambil kesimpulan bahwa pada jarak pengukuran 7 cm adalah jarak yang terbaik untuk pengukuran sistem pencacah ini dengan aktivitas sumber radiasi antara 74967,83 Bq – 252733,20 Bq karena pada jarak ini waktu mati yang digunakan sebagai koreksi memberi koreksi pengukuran terkecil sebesar 0,035 %, tampilan nilai cacahan di alat ukur lebih kecil 0,035 % dari nilai sebenarnya.

## V. KESIMPULAN

Penentuan jarak optimal pengukuran ini dapat diketahui dari hasil waktu mati yang diperoleh untuk tiap-tiap jarak pengukuran, seperti yang terlihat pada Tabel 2. Jarak optimal pengukuran diperoleh pada jarak 7 cm karena pada jarak ini waktu mati yang diperoleh adalah waktu mati yang terkecil yaitu 0,09  $\mu$  detik. Meskipun waktu mati untuk jarak lainnya dapat digunakan sebagai koreksi hasil pencacahan lazimnya yang digunakan adalah jarak pengukuran dengan waktu mati yang terkecil dan

memberi koreksi pengukuran sebesar 0,035 % terhadap nilai cacah.

Untuk jarak 8 cm dan 9 cm waktu mati yang didapat negatif ini menunjukkan waktu mati pada jarak ini adalah salah.

## DAFTAR PUSTAKA

1. Prosedur QC Perawatan Instrumentasi Nuklir, PUSDIKLAT – BATAN 2006.
2. HOLNISAR dan JUITA, E., Pengukuran Waktu Mati Sistem Spektrometer Gamma dengan Detektor NaI(Tl), PTKMR-BATAN, Jakarta, 2006.

**ANALISIS ARUS BOCOR VIBRATING REED ELECTROMETER TR 8411  
PADA SISTEM PENCACAH KAMAR PENGION  
MENGUNAKAN SUMBER STANDAR Cs-137 PTB DAN ETL**

Gatot Wurdianto dan Wijono

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi – BATAN

**ABSTRAK**

**ANALISIS ARUS BOCOR VIBRATING REED ELECTROMETER TR 8411 PADA SISTEM PENCACAH KAMAR PENGION MENGGUNAKAN SUMBER STANDAR Cs-137 PTB DAN ETL.** Telah dilakukan analisis arus bocor *vibrating reed electrometer TR 8411* pada sistem pencacah kamar pengion menggunakan sumber standar Cs-137 PTB dan ETL. Proses analisis diawali dengan pengecekan, koordinasi, setting dan akuisisi data pencacahan arus bocor *output vibrating reed electrometer TR 8411*. Pencacahan meliputi tahap cacah tanpa cuplikan, cacah Cs-137 PTB (sebagai standar) dan Cs-137 ETL (sebagai sampel). Proses akuisisi data diaplikasikan pada sistem *digital multimeter sanwa PC 100, 4000 Count/Bar Graph* yang dihubungkan melalui kabel RG 58. Selanjutnya data ditransfer ke sistem personal computer melalui kabel RS 232. *Output vibrating reed electrometer TR 8411* diatur dengan menentukan posisi-posisi konversi faktor pengali yang didistribusikan ke dalam mode 1 dan 2. Posisi konversi faktor koreksi dari masing-masing mode ini terdiri dari 10 tingkat pengali arus (pengali  $\times 10^{-14}$  A sampai  $\times 10^{-5}$  A) dan diatur dengan multiplier (0,001; 0,1; 1 dan 10) serta *function amperes* ( $10^{-6}$ ,  $10^{-8}$ ,  $10^{-10}$  dan  $10^{-12}$ ). Dari hasil distribusi data arus ini dapat ditentukan proses pencacahan yang memiliki arus bocor lebih kecil, yaitu mode 2 dengan cacah arus bocor lebih rendah 68% dibanding mode 1. Penyimpangan hasil pengukuran aktivitas sampel yang dikoreksi terhadap arus bocornya adalah 4,31%. Sedangkan pengukuran yang tidak dikoreksi memiliki penyimpangan 6,30%. Dari simulasi dan perhitungan data *vibrating reed electrometer TR 8411* yang telah dikoreksi terhadap besaran arus bocornya pada tiap-tiap posisi konversi faktor pengali, maka dapat ditentukan nilai aktivitas sampel jenis Cs-137 yang mampu diukur menggunakan sistem pencacah kamar pengion ini, yaitu sebesar 179,67 Ci.

Kata kunci : arus bocor, elektrometer, sumber standar

**ABSTRACT**

**LEAKY CURRENT ANALYSIS OF VIBRATING REED ELECTROMETER TR 8411 AT IONIZATION CHAMBER SYSTEM WITH STANDARD SOURCE OF Cs-137 PTB AND ETL.** Leaky current analysis of vibrating reed electrometer TR 8411 at ionization chamber system have been carried out. Analysis process started with checking, coordinating, setting and acquisition of leaky current data of output vibrating reed electrometer TR 8411. Count step cover phase without sample, Cs-137 PTB count (as standard source) and Cs-137 ETL (as sample). Application data acquisition process at digital system of multimeter sanwa PC 100, 4000 Count/Bar Graph which connected through cable RG 58. Hereinafter data is transferred to computer personal system through cable RS 232. Output vibrating reed electrometer TR 8411 arranged by determining position of multiplying factors conversions which distributed into modes of 1 and 2. Correction Position of factor conversion from each this mode consist of 10 level of current coefficient (coefficient  $\times 10^{-14}$  A until  $\times 10^{-5}$  A) and arranged with multiplier ( 0.001; 0.1; 1 and 10) and also amperes function ( $10^{-6}$ ,  $10^{-8}$ ,  $10^{-10}$  and  $10^{-12}$ ). From this current data distribution result is determinable processed chopper having smaller leaky current, that is mode of 2 with lower leaky current count 68% compared by is mode 1. Yield variance of measurement of sample activity which corrected to the leaky current is 4.31%. While measurement which be not corrected have deviation of 6.30%. From simulation and calculation data vibrating reed electrometer TR 8411 which have been corrected to the leaky current magnitude at every position of multiplying factor conversion, hence is determinable assessed type sample activity Cs-137 capable to being measured to apply this ionizing room, chamber chopper system that is equal to 179.67 Ci.

Key words : Leaky current, electrometer, standard source.

## I. PENDAHULUAN

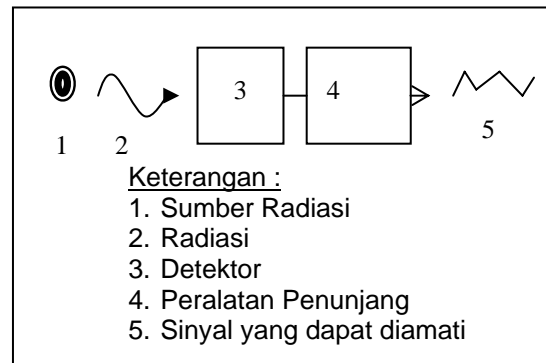
Vibrating Reed Elektrometer TR 8411 adalah salah satu bagian dari sistem pencacah kamar pengion yang berfungsi untuk mengimplementasikan hasil data ukur detektor ke dalam besaran arus listrik searah dalam satuan ampere (A). Hasil data ukur detektor merupakan reaksi fungsi arus dari besaran aktivitas cuplikan yang diukur. Semakin besar aktivitas cuplikan yang diukur maka nilai arus yang ditransfer oleh sistem detektor ke sistem elektrometer juga semakin besar. Hasil data output dari sistem detektor ini belum dapat diamati/disimulasi secara langsung oleh operator (untuk menghitung aktivitas cuplikan). Untuk keperluan ini dibutuhkan sistem penguat/pelipat arus listrik konstan yang dilengkapi sistem auto data yang baik dari sistem elektrometer. Pengukuran menggunakan sistem pencacah kamar pengion ini termasuk salah satu pengukuran metode relative yang membandingkan besaran ukur sampel/cuplikan terhadap standarnya.

Sampai saat ini belum pernah dilakukan analisis mengenai besaran arus bocor yang terjadi pada *vibrating reed* elektrometer TR 8411. Elektrometer tersebut memiliki 16 macam konversi faktor pengali dari 10 tingkat satuan

cacah arus (Ampere). Kondisi seperti ini menimbulkan peluang terjadinya kesalahan pengukuran akibat arus bocor. Besaran arus bocor yang dimaksud adalah bukan besaran arus latar (*background*) yang dihasilkan oleh cacah latar. Namun besaran ini hanya dapat diketahui dengan melakukan pengukuran pada semua variasi posisi konversi faktor pengali yang dimiliki oleh sistem *vibrating reed* elektrometer. Proses pengukurannya dilakukan tanpa cuplikan (seperti pada cacah latar) dan menggunakan cuplikan sebagai koreksi besaran arus bocor. Dari hasil pengukuran dengan koreksi arus bocor ini nantinya juga dapat digunakan dasar untuk menentukan kapasitas maksimal aktivitas radionuklida yang mampu diukur oleh sistem pencacah kamar pengion (untuk jenis yang sama).

## II. TINJAUAN PUSTAKA

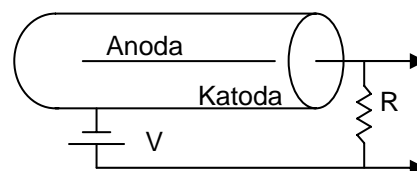
Sistem pencacah kamar pengion adalah alat ukur radiasi untuk mencacah radioaktifitas suatu sumber radioaktif. Sistem pencacah ini terdiri dari detektor dan peralatan penunjang. Detektor merupakan sensor radiasi dan peralatan penunjang berupa beberapa rangkaian elektronik.<sup>[1]</sup>



Gambar 1. Proses pengukuran radiasi

Dalam pengukuran radiasi terdapat berbagai jenis detektor sesuai tegangan kerjanya. Namun detektor yang digunakan dalam sistem pencacah kamar pengion adalah jenis tabung isian gas. Gas dimasukkan ke dalam suatu tabung silinder dan dinding silinder dihubungkan ke kutub negatif (*katoda*) sumber

tegangan, sedangkan sumbunya dihubungkan ke kutub positif (*anoda*). Energi radiasi yang mengenainya akan diubah menjadi energi listrik (*pulsa listrik*) melalui proses pembentukan ion positif dan negatif (sepasang ion) dari sebuah atom netral (*ionisasi*) pada suatu gas.<sup>[2]</sup>



Gambar 2. Skema detektor tabung isian gas.

Tinggi pulsa yang dihasilkan sebanding dengan jumlah elektron yang terkumpul pada anoda. Prinsip kerja detektor ini menyerupai sebuah kapasitor dengan kapasitas sebesar  $C$  dan tinggi pulsa merupakan tegangan listrik yaitu beda potensial antara anoda dan katoda ( $\nabla V$ ). Bila  $C$  adalah nilai kapasitas dari

detektor, maka perubahan muatan di dalam kapasitor sebanding dengan jumlah elektron yang terkumpul pada anoda. Bila  $N$  adalah jumlah elektron yang tertangkap oleh anoda dan  $e$  adalah muatan elementer yang bernilai  $1 \text{ eV}$ , maka :

$$\nabla Q = N.e \quad \dots\dots\dots (1)$$

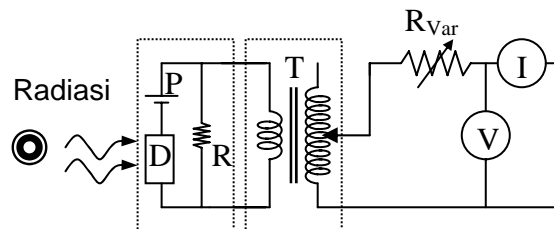
Sedangkan jumlah elektron (ion negatif) yang terbentuk pada proses ionisasi sebesar :

$$N = \frac{E}{w} \quad \dots\dots\dots (2)$$

$E$  adalah energi radiasi yang mengenai detektor dan  $w$  adalah energi ionisasi (energi yang dibutuhkan untuk menghasilkan sepasang ion, di udara  $w = 35$  eV). Dengan demikian diperoleh tinggi pulsa sebesar :

$$\nabla V = \frac{E.e}{C.w} \quad \dots\dots\dots (3)$$

Rangkaian penguat (T), sebagai pelipat pulsa listrik (P) yang dihasilkan oleh detektor (D) diatur dengan faktor pengali jangkauan pengukuran. Faktor pengali tersebut berupa resistor variabel ( $R_{var}$ ) yang berfungsi untuk membatasi keluaran tegangan (V) dan keluaran arus (A). Keluaran tegangan dan arus tersebut sebanding dengan besarnya pulsa listrik yang dihasilkan oleh detektor. Oleh karena itu sinyal yang diamati pada suatu sistem pencacah kamar pengion adalah besaran arusnya (I). Hal ini ditunjukkan dalam Gambar 3 berikut.<sup>[3]</sup>



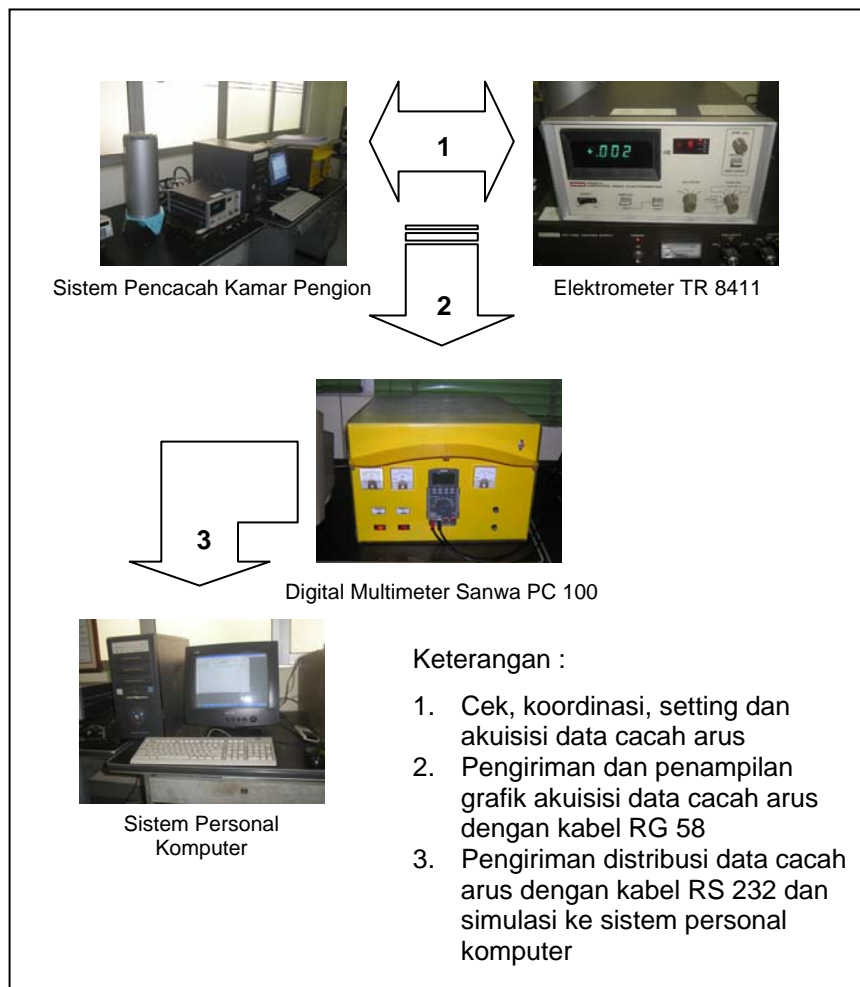
Gambar 3 Skema rangkaian penguat dan penghitung pulsa

### III. TATA KERJA

Proses pengukuran arus bocor *Vibrating Reed* Elektrometer TR 8411 dimulai dengan pengecekan, koordinasi,

*setting* dan akuisisi data pencacahan arus bocor elektrometer TR 8411.





Gambar 4. Urutan langkah pengukuran arus bocor  
Vibrating Reed Electrometer TR 8411

Pencacahan data arus tersebut meliputi tiga tahap, yaitu arus cacah tanpa cuplikan (seperti pencacahan latar), cacah standar Cs-137 PTB dan cacah sampel Cs-137 ETL. Proses akuisisi datanya diaplikasikan pada sistem *Digital Multimeter* Sanwa PC 100, 4000 Count/Bar Graph yang dihubungkan

melalui kabel RG 58. Selanjutnya data ditransfer ke sistem *personal computer* yang dilengkapi sistem *software digital multimeter* sanwa melalui kabel RS 232. Dalam sistem *personal computer* ini hasil data akuisisi dapat diolah dan disimulasi secara numerik maupun grafis.



Gambar 5. Potensiometer sistem pengali output cacah arus *Vibrating Reed Electrometer* TR 8411

Implementasi sistem keluaran vibrating reed electrometer TR 8411 diatur dengan menentukan posisi-posisi konversi faktor pengali yang didistribusikan ke dalam mode 1 dan 2. Dengan penentuan posisi konversi faktor pengali yang tepat sesuai fasilitas digit keluaran maka akan diperoleh kesempurnaan data keluaran arus yang paling baik. Posisi konversi faktor koreksi dari masing-masing mode ini terdiri dari 10 tingkat pengali arus (pengali  $\times 10^{-14}$  A sampai  $\times 10^{-5}$  A) dan diatur dengan memutar potensiometer multiplier (0,001; 0,1; 1 dan 10) serta function amperes ( $10^{-6}$ ,  $10^{-8}$ ,  $10^{-10}$  dan  $10^{-12}$ ). Posisi secara *visual* dapat dilihat pada Gambar 2.

Dari hasil distribusi data arus ini dapat ditentukan proses pencacahan yang memiliki arus bocor lebih kecil dan yang lebih baik (stabil) yang terdapat pada

mode 1 ataupun mode 2. Dengan hasil pencacahan akhir berupa satuan aktivitas maka ditentukan kapasitas ukur maksimal dari sistem pencacah kamar pengion ini untuk pencacahan selanjutnya (untuk jenis sumber radionuklida yang sama).

#### IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

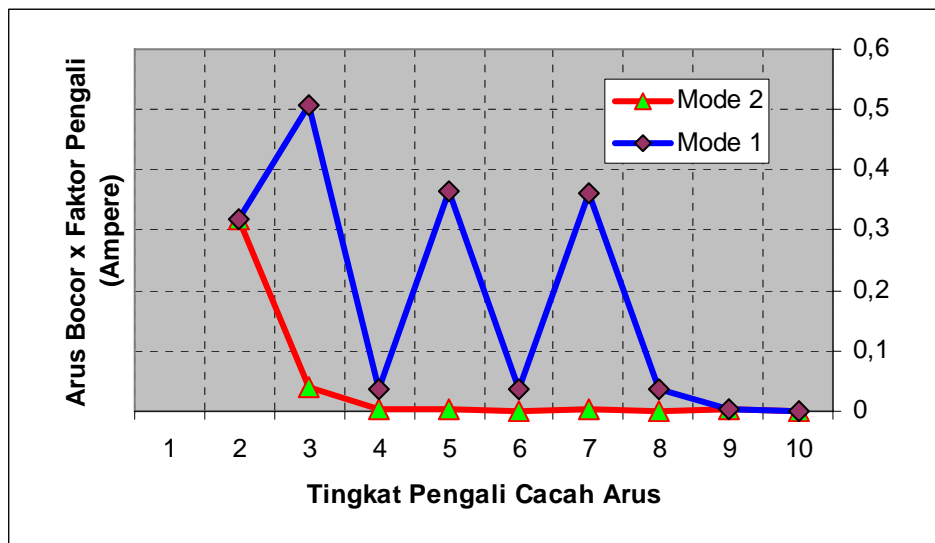
Dari proses pengukuran arus bocor vibrating reed elektrometer TR 8411 sistem pencacah kamar pengion menggunakan sumber standar Cs-137 PTB dan ETL diperoleh beberapa nilai distribusi data arus (Ampere) dalam semua tingkat pengali cacah arus yang dikonversikan ke dalam mode 1 dan 2.

Tabel 1. Rerata dan deviasi standar cacah arus latar mode 1 dan 2

No	Pengali Cacah Arus	Mode 1		Mode 2	
		Konversi Faktor Pengali	Cacah Arus (Ampere)	Konversi Faktor Pengali	Cacah Arus (Ampere)
1	$\times 10^{-14}$ A	$0,01 \times 10^{-12}$	-	$0,01 \times 10^{-12}$	-
2	$\times 10^{-13}$ A	$0,1 \times 10^{-12}$	-	$0,1 \times 10^{-12}$	$0,319 \pm 0,267$
3	$\times 10^{-12}$ A	$0,01 \times 10^{-10}$	$0,508 \pm 0,477$	$1 \times 10^{-12}$	$0,039 \pm 0,030$
4	$\times 10^{-11}$ A	$0,1 \times 10^{-10}$	$0,038 \pm 0,055$	$10 \times 10^{-12}$	$0,003 \pm 0,003$
5	$\times 10^{-10}$ A	$0,01 \times 10^{-8}$	$0,384 \pm 0,007$	$1 \times 10^{-10}$	$0,0035 \pm 0,005$
6	$\times 10^{-9}$ A	$0,1 \times 10^{-8}$	$0,038 \pm 0,001$	$10 \times 10^{-10}$	$0,000 \pm 0,000$
7	$\times 10^{-8}$ A	$0,01 \times 10^{-6}$	$0,380 \pm 0,005$	$1 \times 10^{-8}$	$0,0034 \pm 0,004$
8	$\times 10^{-7}$ A	$0,1 \times 10^{-6}$	$0,038 \pm 0,000$	$10 \times 10^{-8}$	$0,000 \pm 0,000$
9	$\times 10^{-6}$ A	$1 \times 10^{-6}$	$0,003 \pm 0,000$	$1 \times 10^{-6}$	$0,003 \pm 0,000$
10	$\times 10^{-5}$ A	$10 \times 10^{-6}$	$0,000 \pm 0,000$	$10 \times 10^{-6}$	$0,000 \pm 0,000$

Dalam Tabel 1 ditunjukkan nilai rerata dan deviasi standar cacah arus bocor pada mode 1 dan 2 dari pengukuran output sistem *vibrating reed electrometer* TR 8411. Sistem tersebut memiliki 10 tingkat pengali cacah arus dalam satuan (Ampere). Pengali cacah arus ini dapat diimplementasikan menjadi 16 macam konversi faktor pengali (pada mode 1 dan 2). Apabila penggunaan alat ukur ini dilakukan dengan mengabaikan arus bocor maka dapat dipilih posisi konversi faktor (mode 1 dan 2) yang menghasilkan cacah arus lebih kecil untuk menghindari peluang kesalahan pengukuran yang lebih besar. Namun apabila pengukurannya dilakukan dengan koreksi arus bocor maka posisi konversi faktor pengali dapat dipilih dengan bebas, baik pada mode 1 atau 2. Dari Tabel 1 tersebut di atas juga ditunjukkan bahwa konversi faktor pengali pada pengali

cacah arus tingkat ke -1, ke -2, ke -9 dan ke -10 memiliki posisi yang sama (untuk mode 1 dan 2). Sehingga peluang terjadinya kesalahan pengukuran yang diakibatkan oleh arus bocor ini adalah terdapat pada posisi pengali cacah arus ke-3 sampai ke-7. Besarnya nilai perbedaan hasil pengukuran arus bocor secara grafis antara mode 1 dan 2 dapat dilihat pada Gambar 3. Dari gambar tersebut terlihat bahwa hasil nilai cacah arus bocor untuk mode 1 jauh lebih besar dibanding mode 2. Sehingga proses pengukuran yang dilakukan dengan mengabaikan besaran arus bocor dapat mengikuti posisi konversi faktor pengali mode 2. Hal ini dilakukan untuk menghindari faktor kesalahan pengukuran yang lebih besar, terutama untuk tingkat pengali cacah arus yang tinggi.



Gambar 6. Karakteristik arus bocor mode 1 dan 2.

Nilai cacah arus bocor hasil pengukuran yang ditunjukkan pada Tabel 1 di atas bukanlah hasil cacah arus latar. Hal ini dibuktikan dengan adanya perbedaan nilai cacah arus pada mode 1 dan 2, walaupun nilai posisi pengali cacah arus sama (posisi pengali tingkat ke-3 sampai ke-8). Bukti lain yang menunjukkan bahwa arus bocor tersebut bukan arus latar adalah tidak adanya linieritas kestabilan nilai cacah arus tanpa cuplikan pada mode 1 dan 2 (untuk posisi pengali cacah arus tingkat ke-1 sampai ke-10). Namun demikian arus bocor tersebut dapat disebut sebagai arus latar apabila proses pengukuran sumber sampel dan standar hanya dilakukan pada satu tingkat pengali cacah arus (satu mode). Namun bila pengukuran dilakukan pada beberapa tingkat pengali cacah arus maka semua hasil pengukuran

harus dikoreksi dengan besarnya arus bocor yang besarnya berbeda untuk masing-masing konversi faktor pengali (sesuai Tabel 1).

Hasil nilai cacah arus dari pengukuran yang ditunjukkan dalam Tabel 1 terdapat angka nol dan tanpa angka (tanda strip). Dua tanda tersebut tidak memiliki arti yang sama, karena angka nol menunjukkan besarnya arus cacah sebesar 0 A (nol ampere). Sedangkan tanda strip menunjukkan besarnya arus cacah yang tidak stabil dan bernilai positif, negatif dan nol. Hal ini disebabkan karena proses akuisisi datanya tidak mampu diimplementasikan dengan baik oleh sistem alat ukur pencacah kamar pengion. Apabila data-data semacam ini dimasukkan ke dalam perhitungan maka akan menyebabkan kesalahan deviasi standar yang besar

karena bernilai positif dan negatif. Namun hal ini tidak menjadi masalah dalam konsep pengukuran ini, karena kejadian ini hanya terjadi pada pengukuran aktivitas sampel yang sangat kecil (mendekati aktivitas latar). Masalah ini juga dapat diatasi dengan mengubah posisi tingkat pengali cacah arus yang lebih tinggi sampai diperoleh data stabil dan bernilai positif.

Dua buah sumber standar yang digunakan dalam analisis arus bocor ini adalah Cs-137 PTB dan ETL yang memiliki dokumen sertifikasi sumber standar secara lengkap. Berdasarkan hasil perhitungan secara teori peluruhan aktivitas radionuklida, maka pada saat pengukuran diperoleh nilai aktivitas standar untuk masing masing sumber tersebut sebesar 0,1331 mCi dan 1,7880

mCi. Dalam proses pengukuran dan analisis nantinya kedua sumber tersebut memiliki peranan yang berbeda. Cs-137 PTB sebagai sumber standar dan Cs-137 ETL sebagai sumber sampel. Dengan adanya kepastian aktivitas standar dari kedua radionuklida pada saat pengukuran tersebut maka hasil pengukuran menggunakan sistem pencacah kamar pengion nantinya dapat dievaluasi penyimpangan/kesalahan ukurnya. Berdasarkan peranan dan fungsi sumber tersebut diperoleh perbandingan aktivitas standar antara sampel (Cs-137 ETL) terhadap standar (Cs-137 PTB) sebesar 13,4335 kali. Dengan demikian diharapkan hasil pengukuran arus sampel pada vibrating reed elektrometer nantinya juga sebesar 13,4335 kali lebih besar dibanding arus standarnya.

Tabel 2. Rerata dan deviasi standar cacah arus Cs-137 PTB pada mode 1 dan 2.

No	Pengali Cacah Arus	Mode 1		Mode 2	
		Konversi Faktor Pengali	Cacah Arus (Ampere)	Konversi Faktor Pengali	Cacah Arus (Ampere)
1	$\times 10^{-14}$ A	$0,01 \times 10^{-12}$	-	$0,01 \times 10^{-12}$	-
2	$\times 10^{-13}$ A	$0,1 \times 10^{-12}$	-	$0,1 \times 10^{-12}$	-
3	$\times 10^{-12}$ A	$0,01 \times 10^{-10}$	-	$1 \times 10^{-12}$	-
4	$\times 10^{-11}$ A	$0,1 \times 10^{-10}$	-	$10 \times 10^{-12}$	-
5	$\times 10^{-10}$ A	$0,01 \times 10^{-8}$	-	$1 \times 10^{-10}$	$0,1583 \pm 0,0046$
6	$\times 10^{-9}$ A	$0,1 \times 10^{-8}$	$0,0515 \pm 0,0008$	$10 \times 10^{-10}$	$0,0153 \pm 0,0006$
7	$\times 10^{-8}$ A	$0,01 \times 10^{-6}$	$0,3625 \pm 0,0005$	$1 \times 10^{-8}$	$0,0045 \pm 0,0005$
8	$\times 10^{-7}$ A	$0,1 \times 10^{-6}$	$0,0360 \pm 0,0000$	$10 \times 10^{-8}$	-
9	$\times 10^{-6}$ A	$1 \times 10^{-6}$	$0,0030 \pm 0,0000$	$1 \times 10^{-6}$	-
10	$\times 10^{-5}$ A	$10 \times 10^{-6}$	-	$10 \times 10^{-6}$	-

Tabel 3. Rerata dan deviasi standar cacah arus Cs-137 ETL pada mode 1 dan 2.

No	Pengali Cacah Arus	Mode 1		Mode 2	
		Konversi Faktor Pengali	Cacah Arus (Ampere)	Konversi Faktor Pengali	Cacah Arus (Ampere)
1	$\times 10^{-14}$ A	$0,01 \times 10^{-12}$	-	$0,01 \times 10^{-12}$	-
2	$\times 10^{-13}$ A	$0,1 \times 10^{-12}$	-	$0,1 \times 10^{-12}$	-
3	$\times 10^{-12}$ A	$0,01 \times 10^{-10}$	-	$1 \times 10^{-12}$	-
4	$\times 10^{-11}$ A	$0,1 \times 10^{-10}$	-	$10 \times 10^{-12}$	-
5	$\times 10^{-10}$ A	$0,01 \times 10^{-8}$	-	$1 \times 10^{-10}$	$1,9928 \pm 0,0065$
6	$\times 10^{-9}$ A	$0,1 \times 10^{-8}$	$0,2344 \pm 0,0009$	$10 \times 10^{-10}$	$0,1986 \pm 0,0006$
7	$\times 10^{-8}$ A	$0,01 \times 10^{-6}$	$0,3795 \pm 0,0005$	$1 \times 10^{-8}$	$0,0230 \pm 0,0000$
8	$\times 10^{-7}$ A	$0,1 \times 10^{-6}$	$0,0380 \pm 0,0000$	$10 \times 10^{-8}$	$0,0020 \pm 0,0003$
9	$\times 10^{-6}$ A	$1 \times 10^{-6}$	$0,0030 \pm 0,0000$	$1 \times 10^{-6}$	$0,0030 \pm 0,0000$
10	$\times 10^{-5}$ A	$10 \times 10^{-6}$	-	$10 \times 10^{-6}$	-

Karakteristik perbedaan nilai arus dari masing-masing posisi tingkat pengali cacah arus ditunjukkan dalam Tabel 4. Untuk menentukan besaran hasil pengukuran hanya dipilih satu set posisi konversi faktor pengali yang terdiri dari arus cacah sampel dan standar yang memiliki kelengkapan tampilan *digit* data yang paling sempurna. Dari Tabel 5 tersebut dapat ditentukan tampilan digit yang dimaksud, yaitu masing-masing pada posisi konversi faktor pengali  $1 \times 10^{-10}$  A (pada mode 2). Kebetulan konversi faktor pengali untuk cacah sampel dan standar ini memiliki posisi yang sama, yaitu pada tingkat pengali cacah arus ke-5 ( $\times 10^{-10}$  A). Hal ini terjadi karena selisih aktivitas sampel dan standar yang diukur memiliki pelipatan yang kecil (lebih kecil dari 100 kali). Namun untuk pengukuran aktivitas sampel yang bernilai jauh lebih besar maka posisi konversi faktor pengali cacah arus sampelnya juga akan berubah

(bergeser menuju ke posisi pengali cacah arus yang lebih tinggi, yaitu ke-6, ke-7, ke-8, ke-9 dan bahkan ke-10).

Dengan anggapan Cs-137 PTB sebagai sumber standar dan Cs-137 ETL sebagai sumber sampel, maka dari proses pengukuran cacah arus sampel pada vibrating reed elektrometer TR 8411 diperoleh nilai aktivitas Cs-137 ETL sebesar 1,7109 mCi. Penyimpangannya terhadap aktivitas teori hasil peluruhan sebesar 0,0771 mCi atau sekitar 4,31%. Selanjutnya Hasil pengukuran ini dianggap sebagai acuan ukur, maka diperoleh nilai faktor kalibrasi alat ukur sistem pencacah kamar pengion ini sebesar 1,045 (untuk pengukuran aktivitas sumber Cs-137). Namun untuk pengukuran aktivitas jenis sumber yang lain mungkin akan berbeda nilai faktor kalibrasinya. Untuk mengetahui hal ini perlu dilakukan analisis lebih lanjut menggunakan jenis sumber radionuklida yang berbeda.

Tabel 4. Data pelipatan cacah arus sampel terhadap standar.

No	Pengali Cacah Arus	Konversi Faktor Pengali	Cacah arus dikoreksi arus bocor (A)		Pelipatan arus sampel terhadap standar (kali)	Mode
			Cs-137 PTB (Standar)	Cs-137 ETL (Sampel)		
1	$\times 10^{-14}$ A	-	-	-	-	-
2	$\times 10^{-13}$ A	-	-	-	-	-
3	$\times 10^{-12}$ A	-	-	-	-	-
4	$\times 10^{-11}$ A	-	-	-	-	-
5	$\times 10^{-10}$ A	$0,01 \times 10^{-8}$ $1 \times 10^{-10}$	-	-	-	1
			$0,1548 \pm 0,0046$	$1,9893 \pm 0,0065$	12,8544	2
6	$\times 10^{-9}$ A	$0,1 \times 10^{-8}$ $10 \times 10^{-10}$	$0,0155 \pm 0,0008$	$0,1964 \pm 0,0009$	12,6697	1
			$0,0153 \pm 0,0006$	$0,1986 \pm 0,0006$	12,9817	2
7	$\times 10^{-8}$ A	$0,01 \times 10^{-6}$ $1 \times 10^{-8}$	$0,0025 \pm 0,0005$	$0,0195 \pm 0,0005$	7,8000	1
			$0,0011 \pm 0,0005$	$0,0196 \pm 0,0000$	17,8100	2
8	$\times 10^{-7}$ A	$0,1 \times 10^{-6}$ $10 \times 10^{-8}$	0	$0,0020 \pm 0,0000$	-	1
			0	$0,0020 \pm 0,0003$	-	2
9	$\times 10^{-6}$ A	$1 \times 10^{-6}$ $1 \times 10^{-6}$	0	0	-	1
			0	0	-	2
10	$\times 10^{-5}$ A	-	0	0	-	1
			0	0	-	2

Apabila hasil pengukuran tanpa dikoreksi terhadap arus bocor pada posisi konversi faktor pengali yang sama maka diperoleh penyimpangan perhitungan sebesar 0,1126 mCi atau sekitar 6,30%. Penyimpangan tersebut masih terhitung kecil karena pada pengukuran sampel maupun standar dilakukan pada posisi konversi faktor pengali yang sama. Dan penyimpangan yang lebih besar lagi akan terjadi untuk pengukuran sampel dan standar yang memiliki selisih tingkat pengali arus yang berselang jauh. Untuk keperluan ini dibutuhkan aktivitas sumber sampel yang jauh lebih besar pula. Dengan demikian karakter proses pencacahan menggunakan kamar pengion

ini mutlak memerlukan adanya suatu koreksi terhadap arus bocor pada sistem vibrating reed elektrometer TR 8411.

Setelah diketahui karakteristik proses pencacahan menggunakan sistem kamar pengion beserta vibrating reed electrometer TR 8411 yang telah dikoreksi terhadap besaran arus bocornya pada tiap-tiap posisi konversi faktor pengali, maka dapat ditentukan nilai aktivitas sampel jenis Cs-137 yang mampu diukur menggunakan sistem pencacah kamar pengion ini. Bila Cs-137 ETL sebagai sumber standar dengan aktivitas 1,788 mCi (sesuai teori perhitungan peluruhan aktivitas pada saat pengukuran) diperoleh nilai cacah arus

elektrometer sebesar  $1,9893 \times 10^{-10}$  A. Nilai maksimum cacah arus sistem elektrometer adalah  $1,999 \times 10^{-5}$  A. Dengan demikian diperoleh nilai maksimum aktivitas sampel yang mampu diukur sistem pencacah kamar pengion sebesar 179,67 Ci.

## V. KESIMPULAN

Telah dilakukan analisis arus bocor *vibrating reed electrometer TR 8411* pada sistem pencacah kamar pengion menggunakan sumber standar Cs-137 PTB dan ETL. Sehingga dapat ditentukan cara pengukuran mode 2 yang memiliki cacah arus bocor lebih rendah (68%) dibanding mode 1.

Penyimpangan hasil pengukuran aktivitas sampel yang dikoreksi terhadap arus bocornya adalah 4,31%. Sedangkan pengukuran yang tidak dikoreksi terhadap arus bocornya memiliki penyimpangan 6,30%.

Setelah diketahui karakteristik proses pencacahan menggunakan sistem kamar pengion beserta *vibrating reed electrometer TR 8411* yang telah dikoreksi terhadap besaran arus bocornya pada tiap-tiap posisi konversi faktor pengali, maka dapat ditentukan nilai aktivitas sampel jenis Cs-137 yang

mampu diukur menggunakan sistem pencacah kamar pengion ini, yaitu sebesar 179,67 Curie (Ci).

## DAFTAR PUSTAKA

1. NICHOLAS TSOULFANIDIS, Measurement and Detection of Radiation, 1983.
2. H.M. WEISS,  $4\pi\gamma$  - Ionization Chamber Measurements, Nuclear Instr. And Methods, 112. pp. 291-297, 1973.
3. A HANDBOOK OF RADIOACTIVITY MEASUREMENTS PROCEDURES, NCRP Report No. 58, I edition, 1978.
4. CAMPBELL J.L, et. al., Nuclear Instrument Methods, 1977
5. AMPLIFICATEUR LINEAIRE FOUR COURANT CONTINU SYSTEME CEA, Merlin Gerin, Grenoble Cedex, 1973.
6. INSTRUCTION MANUAL ELECTROMETER ADVANTEST TR 8411, 1979.
7. INSTRUCTION MANUAL DMM LINK PC 100, Sanwa Elektric Instrument Co., Ltd.
8. GUNAWAN GANIADI, MEMANFAATKAN SERIAL RS 232C, Penerbit PT Elex Media Komputindo, Jakarta, 1995.



## UJI KARAKTERISTIK ADAPTOR UNIVERSAL MODEL SYK-500 MENGUNAKAN DMM SANWA PC 100, 4000 COUNT/BARB GRAPH

Wijono, Suratna dan Eko Pramono  
Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi – BATAN

### ABSTRAK

**UJI KARAKTERISTIK ADAPTOR UNIVERSAL MODEL SYK-500 MENGGUNAKAN DMM SANWA PC 100, 4000 COUNT/BARB.** Adaptor universal merupakan salah satu sistem penyedia *power supply* bagi peralatan elektronik lain yang memiliki *input* arus searah (DC). Adaptor tersebut memiliki 2 saluran input AC, masing-masing dengan interval tegangan antara 100 sampai 120 Volt dan 200 sampai 240 Volt. Sedangkan saluran output DC-nya memiliki 7 auto channel, yaitu : 1½ V, 3 V, 4½ V, 6 V, 7½ V, 9 V dan 12 V. Sebelum peralatan *power supply* tersebut digunakan dan untuk menghindari kerusakan peralatan elektronik yang lain, maka perlu dilakukan uji karakteristik terutama terhadap nilai tegangan output DC-nya. Telah dilakukan uji karakteristik adaptor universal model SYK-500 menggunakan DMM Sanwa PC 100, 4000 count/barb graph sebagai alat uji pokok. Sedangkan peralatan uji bantu lainnya berupa sistem personal computer akuisisi data yang dilengkapi *software* DMM Sanwa PC 100 dan sistem kabel RS 232. Peralatan bantu tersebut berfungsi sebagai fasilitas simulasi hasil pengukuran. Dari hasil uji karakteristik diperoleh nilai, ketidakpastian pengukuran dan grafik kestabilan tegangan. Pada *input* AC sebesar 234,8132 Volt (polaritas positif) dan 230,6667 Volt (polaritas negatif). Nilai ketidakpastiannya sama sebesar 0,176%. Sedangkan prosentase selisih rerata tegangan *step-down* (*output* DC terhadap *input* AC) dari 7 auto channel data pengukuran memiliki 38,27% lebih tinggi dibanding data idealnya (sesuai auto channel). Agar tegangan auto channel sesuai data idealnya (menghindari kerusakan peralatan lain), maka perlu dilakukan pemasangan regulator *step - down* sebelum dihubungkan ke *input* AC adaptor atau *men-setting* kembali posisi lilitan *travo* adaptor dari 7 auto channel.

Kata kunci : adaptor, *input*, *output*, *step-down*, tegangan, polaritas, *universal*, *auto channel*

### ABSTRACT

**CHARACTERISTIC TEST OF SYK-500 MODEL UNIVERSAL ADAPTER WITH DMM SANWA PC 100, 4000 COUNT/BARB.** Universal adapter is one of the feeder system power supply for equipments of other electronic having direct current input ( DC). Adaptor have 2 input passage AC, each with strain international between 100 until 120 Volt and 200 until 240 Volt. While the DC output passage have 7 is auto channel, that is : 1½ V, 3 V, 4½ V, 6 V, 7½ V, 9 V and 12 V. Before equipments of power supply applied and avoid damage of equipments of other electronic, hence require to be done by characteristic test especially to the DC output strain value. Have been done by universal adapter characteristic test modeled SYK-500 apply DMM Sanwa PC 100, 4000 count/barb graph as a means of fundamental test. While equipments of test assisting is other in the form of system personal computer equipped by data acquisition software DMM Sanwa PC 100 and cable system RS 232. Equipments assist the function as facility gauging result simulation. From characteristic test result obtained by value, uncertainty of gauging and graphic stability of strain. At input AC equal to 234.8132 Volt (positive polarity) and 230.6667 Volt (negative polarity). Assess the uncertainty is same equal to 0.176%. While percentage of strain average difference step-down (*output* DC to *input* AC) out of 7 is auto channel gauging data have 38.27% compared by higher is data ideally (auto fit channel). So auto strain channel according to data ideally (avoid damage of other equipments), hence require to be done erection of regulator step-down before interfaced by is input AC adapter or *men-setting* position of coil *travo* adapter out of 7 is auto channel.

Key words : adapter, *input*, *output*, *step-down*, voltage, polarity, *universal* auto channel.

## I. PENDAHULUAN

Adaptor universal merupakan salah satu sistem penyedia *power supply* bagi peralatan elektronik lain yang memiliki *input* arus searah (DC). Sebelum peralatan *power supply* tersebut digunakan untuk *men-suplay* tegangan ke peralatan elektronik yang lain harus diketahui kepastian karakteristik tegangan *outputnya*. Hal ini dilakukan untuk tujuan tertentu, yaitu untuk menghindari kerusakan peralatan elektronik yang lain, khususnya untuk peralatan dengan sensitifitas tinggi. Untuk keperluan ini perlu dilakukan uji karakteristik menggunakan peralatan ukur tegangan khusus yang dilengkapi sistem komputerisasi.

## II. TINJAUAN PUSTAKA

Adaptor adalah seperangkat alat elektronik yang berfungsi untuk menyediakan daya listrik atau *power supply* bagi peralatan elektronik lain yang memerlukannya. Pada mulanya adaptor hanya terdiri dari komponen pokok transformator (*travo*), dioda dan kapasitor. Transformator berfungsi untuk menaikkan/menurunkan tegangan, dioda untuk menyearahkan arus dan kapasitor untuk menstabilkan tegangan keluaran. Namun seiring dengan perkembangan

teknologi, sistem dan jenis komponen untuk adaptor juga mengalami perubahan, diantaranya adalah penggunaan transistor dan IC (sebagai pengganti komponen dioda), sistem pelengkap sistem (lampu indikator, variasi *auto channel*, rangkaian *digital*, *display* monitor, *remote*, *relay*, dan lain-lain. <sup>[1]</sup>

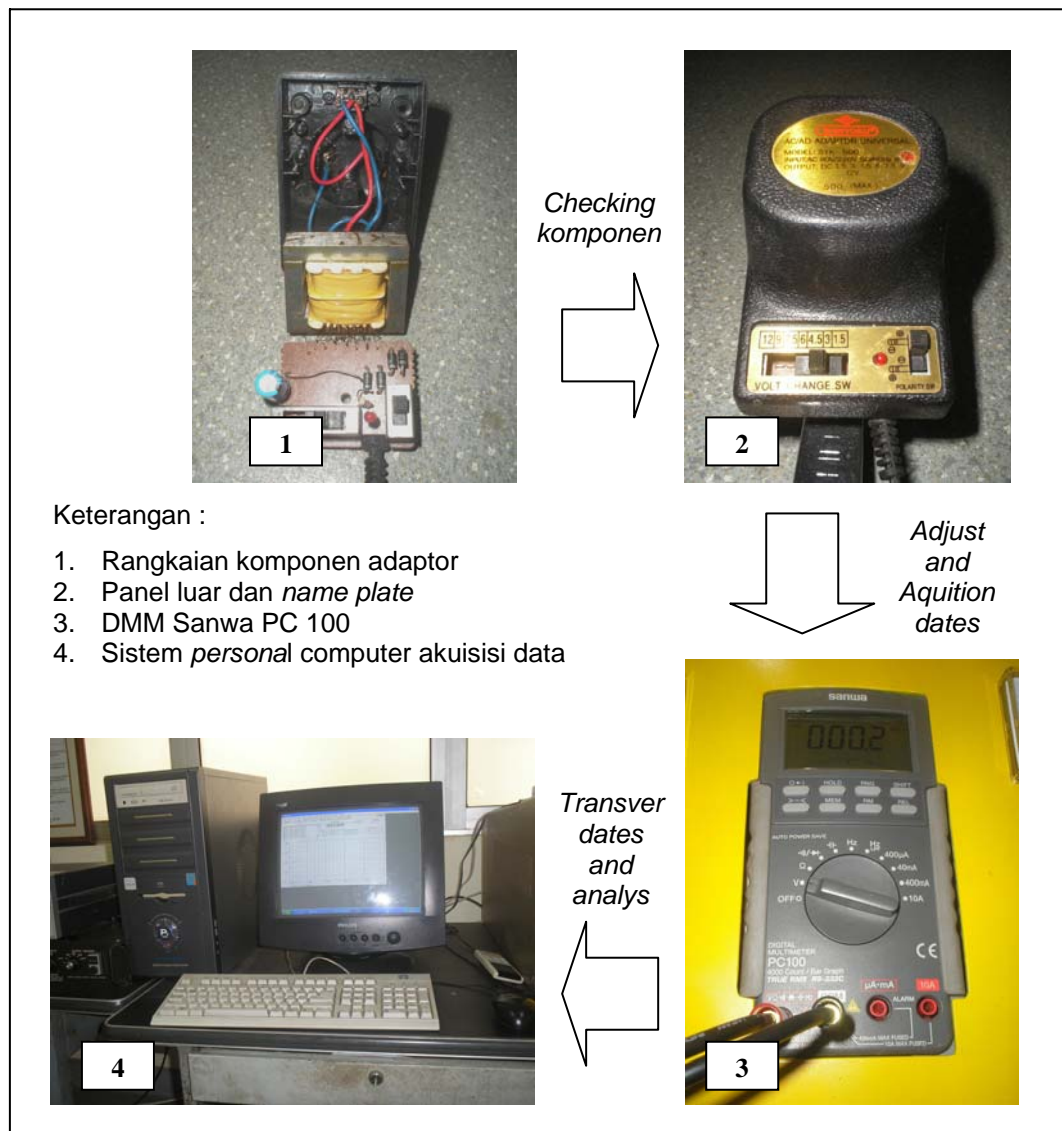
Salah satu jenis hasil produksi perangkat adaptor yang biasa digunakan adalah adaptor *universal* model SYK-500 yang memiliki dua *auto channel* tegangan *input* dan tujuh *auto channel* tegangan *output*. Dalam penggunaannya hanya satu *channel output* yang dapat diaktifkan sesuai tegangan *input* peralatan elektronik yang memerlukannya.

Digital Multimeter Sanwa PC 100 4000 Count/ Barb Graph adalah salah satu jenis alat ukur tegangan standar yang dilengkapi *software* pengolah data. Pada *display* alat hanya dapat ditunjukkan nilai hasil pengukuran secara langsung. Sedangkan untuk keperluan pengeditan/simulasi, penyimpanan dan pemanggilan data dapat dilakukan dengan menggunakan alat bantu sistem personal komputer yang dilengkapi konektor kabel RS 232. <sup>[2]</sup>

### III. TATA KERJA

Bahan uji karakteristik pada kegiatan ini adalah adaptor *universal* Model SYK-500. Langkah awal adalah pengecekan komponen bagian dalam

adaptor secara langsung dan memastikan kondisi dalam keadaan baik (tidak rusak) dan tidak ada hubungan singkat antara komponen yang satu dengan yang lainnya.



Gambar 1. Siklus Uji Karakteristik Adaptor Universal Model SYK-500

Perakitan dan penyambungan semua sistem peralatan dilakukan dengan saluran elektrik yang berbeda. Saluran listrik ke jala-jala PLN/*stabilizer*

menggunakan kabel NYM, saluran *output* adaptor ke sistem *input digital* multimeter menggunakan kabel RG 58 dan saluran elektrik dari sistem *output digital*

multimeter ke sistem personal komputer menggunakan kabel RS 232.

Akuisisi data dilakukan pada beberapa posisi *auto channel input* maupun *output* dari adaptor (posisi polaritas positif dan negatif), sehingga diperoleh 16 kelompok akuisisi data dengan nilai reratanya ditampilkan pada Tabel 1. Untuk mendapatkan nilai standar deviasi/ketidakpastian dapat dilakukan secara manual. Sedangkan tampilan fluktuasi data/kestabilan data pengukuran dapat dilihat dan disimulasi

secara langsung atau tertunda melalui media bantu sistem personal komputer. Dari hasil data pengukuran dapat diketahui karakteristik *auto input* maupun *output* adaptor secara numeris maupun grafis.

#### IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

Dari proses uji karakteristik diperoleh tabel data tegangan dan ketidakpastian *auto channel* adaptor universal model SYK-500 pada posisi polaritas positif dan negatif (Tabel 1)

Tabel 1. Data Tegangan dan Ketidakpastian pada Polaritas Positif dan Negatif

No	Auto Channel Adaptor	Polaritas Positif (+)		Polaritas Negatif (-)	
		Tegangan (Volt)	Ketidakpastian (%)	Tegangan (Volt)	Ketidakpastian (%)
1.	Input AC PLN (hasil pengukuran)	234,8132	0,176	230,6667	0,212
2.	Input AC PLN (setelah dikonversi)	220,0000	0,176	220,0000	0,212
3.	Out-put DC 1,5 V	2,7493	0,085	2,6246	0,180
4.	Out-put DC 3 V	4,9559	0,111	4,9207	0,186
5.	Out-put DC 4,5 V	7,3915	0,158	7,4748	0,122
6.	Out-put DC 6 V	9,5695	0,151	9,6692	0,172
7.	Out-put DC 7,5 V	11,7976	0,130	11,8482	0,098
8.	Out-put DC 9 V	13,8427	0,144	13,8523	0,196
9.	Out-put DC 12 V	18,4795	0,093	18,3681	0,178
<b>Rerata</b>			<b>0,136</b>		<b>0,168</b>

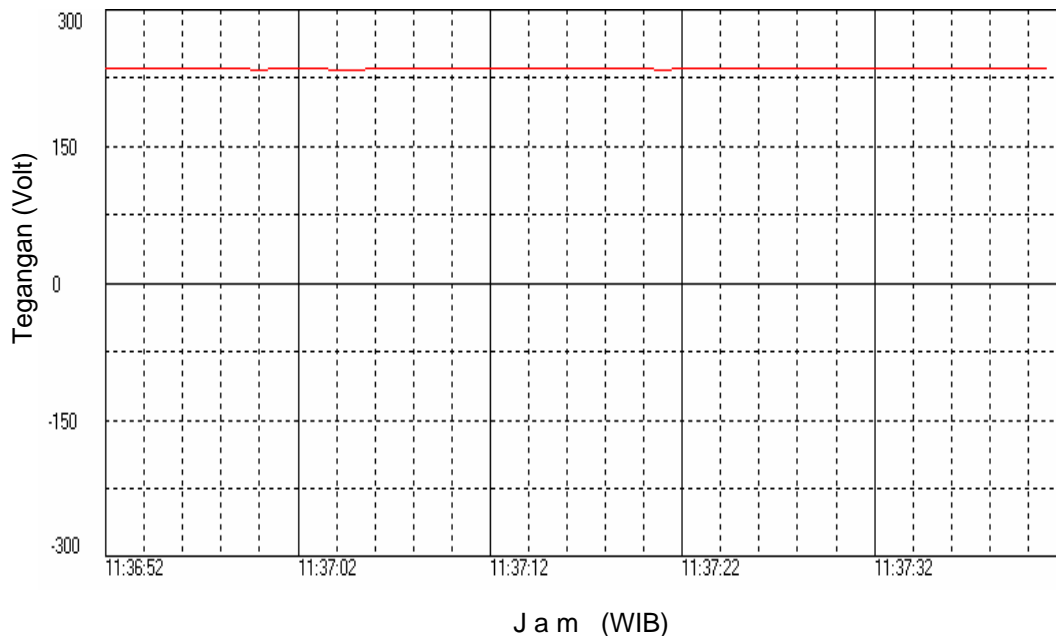
Dari Tabel 1 tersebut juga ditunjukkan perbedaan antara hasil pengukuran tegangan pada posisi polaritas positif (prosentase ketidakpastian antara 0,085 sampai

0,176%) dan negatif (prosentase ketidakpastian antara 0,098 sampai 0,212%). Nilai ketidakpastian ini cukup kecil dan stabil, walaupun nilai tegangannya masih jauh dari nilai

tegangan idealnya (seperti yang tertera pada *auto channel list*). Tingkat kestabilan tegangan *input* adaptor secara grafis dapat dilihat pada Gambar 2. Untuk tegangan *input* pada polaritas positif dan negatif mengalami sedikit perbedaan, yaitu 1,71%. Hal ini disebabkan adanya fluktuasi tegangan yang berasal dari jala-jala PLN atau

perbedaan waktu pengukuran pada kedua *auto channel*.

Untuk memperbaiki *output* tegangan (agar *auto channel* sesuai data idealnya), maka perlu dilakukan pemasangan regulator *stepdown* sebelum dihubungkan ke *input* AC adaptor atau mengatur kembali posisi lilitan *travo* adaptor dari 7 *auto channel*.



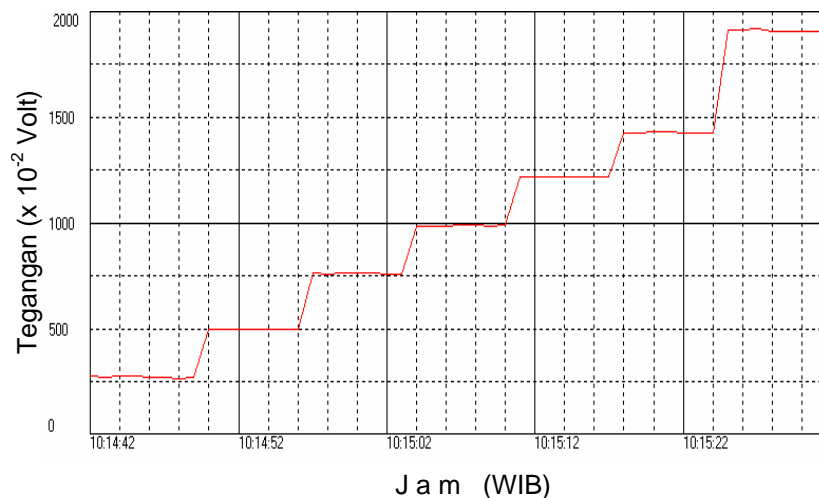
Gambar 2. Grafik fluktuasi akuisisi data tegangan *input* adaptor.

Tujuh *auto channel output* adaptor masing-masing memberikan tegangan keluaran yang bervariasi sesuai perbandingan lilitan primer dan sekunder *travo* yang digunakan. Apabila makin besar ketidaksesuaian perbandingannya maka semakin besar pula penyimpangan

tegangan *output* yang terjadi. Dari uji karakteristik ini pula dapat diketahui nilai perbandingan lilitan *travo* dan penyimpangannya dengan meninjau perbandingan ideal *step-down* (kali), data *step-down* (kali) dan prosentase rerata *step-down* (%) yang tertera pada Tabel 2.

Tabel 2. Data hasil perhitungan selisih tegangan dan pengali *Step-down*

No	Auto Channel Adaptor	Tegangan (Volt)	Selisih Tegangan (Volt)	Ideal Step-down (kali)	Data Step-down (kali)	Selisih rerata Step-down (%)
1.	Input AC PLN	220,0000	0	-	-	-
2.	Out-put DC 1,5 V	2,7493	1,2493	146,6667	80,0204	45,44
3.	Out-put DC 3 V	4,9559	1,9559	73,3333	44,3915	39,47
4.	Out-put DC 4,5 V	7,3915	2,8915	48,8889	29,7639	39,21
5.	Out-put DC 6 V	9,5695	3,5695	36,6667	22,9897	37,30
6.	Out-put DC 7,5 V	11,7976	4,2976	29,3333	18,6479	36,43
7.	Out-put DC 9 V	13,8427	4,8427	24,4444	15,8929	34,98
8.	Out-put DC 12 V	18,4795	6,4795	18,3333	11,9051	35,06
<b>Rerata</b>						<b>38,27</b>



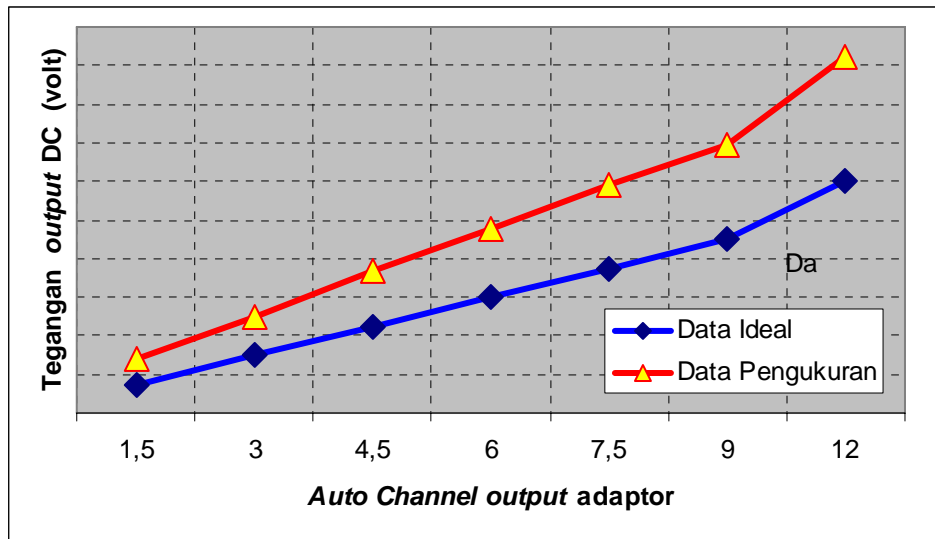
Gambar 3. Grafik hasil *step-down* data tegangan *output* DC adaptor

Hasil *step-down* tegangan pada masing-masing posisi *auto channel output* adaptor (1½ V, 3 V, 4½ V, 6 V, 7½ V, 9 V dan 12 V) secara grafis ditunjukkan pada Gambar 3. Nilai prosentase selisih rerata *step-down* dari tujuh *auto channel* yang bervariasi

antara 34,98% sampai 45% adalah sebesar 38,27%. Dengan demikian perubahan posisi prosentase perbandingan jumlah lilitan primer dan sekunder pada *travo* juga sebesar ini untuk mendapatkan nilai tegangan *output* adaptor mendekati nilai ideal (sesuai

indek *auto travo*). Besarnya perbedaan nilai *step-down* tegangan pada masing-masing posisi *auto channel output*

adaptor (1½ V, 3 V, 4½ V, 6 V, 7½ V, 9 V dan 12 V) secara grafis ditunjukkan pada Gambar 4.



Gambar 4. Grafik tegangan data pengukuran dan ideal *auto channel output* adaptor

## V. KESIMPULAN

Saluran *output* DC adaptor universal model SYK-500 memiliki 7 *auto channel*, yaitu : 1½ V, 3 V, 4½ V, 6 V, 7½ V, 9 V dan 12 V. Dengan menggunakan DMM Sanwa PC 100, 4000 count/barb graph sebagai alat uji pokok. dan peralatan uji bantu sistem personal komputer akuisisi data yang dilengkapi *software* DMM Sanwa PC 100 dan sistem kabel RS 232 maka proses uji karakteristik adaptor universal dapat dilakukan. Dari hasil uji karakteristik diperoleh nilai, ketidakpastian pengukuran dan grafik kestabilan

tegangan. Pada *input* AC sebesar 234,8132 Volt (polaritas positif) dan 230,6667 Volt (polaritas negatif). Nilai ketidakpastiannya sama sebesar 0,176%. Sedangkan prosentase selisih rerata tegangan *step-down* (*output* DC terhadap *input* AC) dari 7 *auto channel* data pengukuran memiliki 38,27% lebih tinggi dibandingkan data idealnya (sesuai *auto channel*). Agar tegangan *auto channel* sesuai data idealnya (menghindari kerusakan peralatan lain), maka perlu dilakukan pemasangan regulator *step-down* sebelum dihubungkan ke *input* AC adaptor atau mengatur kembali posisi lilitan *travo* adaptor dari 7 *auto channel*.

## **DAFTAR PUSTAKA**

1. BARRY WOOLLARD, Practical Electronics, McGraw-Hill Book Company, 1979.
2. INSTRUCTION MANUAL DMM LINK PC 100, Sanwa Electric Instrument Co., Ltd.
3. GUNAWAN GANIADI, Memanfaatkan serial RS 232C, Penerbit PT Elex Media Komputindo, Jakarta, 1995.
4. NOEL M. MORIS, Electrical and Electronic Principles, A long man group company first published in Great Britain, 1980.



## FAKTOR KOREKSI ATENUASI DIRI FOTON PADA RENTANG ENERGI GAMMA 121 – 1408 keV DALAM “ CRUDE PALM OIL “ MENGUNAKAN DETEKTOR HPGe

Hermawan Candra dan Pujadi  
Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi – BATAN

### ABSTRAK

**FAKTOR KOREKSI ATENUASI DIRI FOTON PADA RENTANG ENERGI GAMMA 121 – 1408 keV DALAM “ CRUDE PALM OIL “ MENGGUNAKAN DETEKTOR HPGe.** Telah dilakukan analisis atenuasi diri foton dalam “Crude Palm Oil” ( “CPO” ) pada rentang energi 121 – 1408 keV. Cuplikan sumber Eu-152 disiapkan dalam wadah vial 50 cc dengan media “CPO” berbagai jenis yang mempunyai variasi densitas antara 0,8856- 0,9028 gr/ cm<sup>3</sup> dan dibuat pada media air densitas 1,0 gr/ cm<sup>3</sup> sebagai standar . Pencacahan dilakukan menggunakan sistem spektrometer gamma dengan detektor HPGe. Hasil menunjukkan bahwa atenuasi diri tergantung pada energi foton dan densitas “CPO”. Faktor atenuasi diri foton dalam “CPO” pada rentang energi 121 – 1408 keV densitas 0,8856 gr/ cm<sup>3</sup> adalah 0,9510-0,9546, densitas 0,8881 gr/ cm<sup>3</sup> adalah 0,9520-0,9558, densitas 0,8895 gr/ cm<sup>3</sup> adalah 0,9526-0,9564, densitas 0,8975 gr/ cm<sup>3</sup> adalah 0,9561-0,9598, densitas 0,9005 gr/ cm<sup>3</sup> adalah 0,9574-0,9612 dan densitas 0,9028 gr/ cm<sup>3</sup> adalah 0,9583-0,9621.

**Kata Kunci :** Spektrometer Gamma Detektor HPGe, Faktor Koreksi Atenuasi Diri

### ABSTRACT

**SELF-ATTENUATION CORRECTION FACTOR OF PHOTON ON THE ENERGY RANGE FROM 121 TO 1408 keV , IN “ CRUDE PALM OIL “ USING HPGe DETECTOR.** The analysis of self attenuation correction of photon in “Crude Palm Oil” ( “CPO” ) have been carried out on the energy range from 121 to 1408 keV. The Eu-152 source was prepared in a 50cc vial with variety density of “CPO” from 0.886 to 0.903 gr/ cm<sup>3</sup> and on water with density of 1.0 gr/ cm<sup>3</sup> . The counting used gamma spectrometer system with HPGe detector. The result showed that the self attenuation depends on the incident photon energy and density “CPO”. Correction factor of self attenuation on “CPO” in the energy range from 121 to 1408 keV with density 0.8856 gr/ cm<sup>3</sup> are 0.9510-0.9546, density 0.8881 gr/ cm<sup>3</sup> are 0.9520-0.9558, density 0.8895 gr/ cm<sup>3</sup> are 0.9526-0.9564, density 0.8975 gr/ cm<sup>3</sup> are 0.9561-0.9598, density 0.9005 gr/ cm<sup>3</sup> are 0.9574-0.9612 and density 0.9028 gr/ cm<sup>3</sup> are 0.9583-0.9621

**Key words :** Gamma spectrometer with HPGe Detector, Self-attenuation correction factor

### I. PENDAHULUAN

Pengukuran cemaran radioaktivitas pada contoh lingkungan terutama pada komoditi ekspor bahan makanan, dilakukan sebagai bagian dari monitoring radiasi dan untuk memenuhi persyaratan teknis bahan ekspor ke

negara-negara tertentu. Pengukuran aktivitas radionuklida yang terkandung dalam contoh lingkungan, biasanya dilakukan menggunakan sistem spektrometer gamma. Untuk mendapatkan hasil yang akurat, contoh lingkungan dan standar yang digunakan

untuk kalibrasi, biasanya diusahakan mempunyai bentuk fisik dan geometri yang sama. Akan tetapi pada prakteknya cukup sulit untuk mendapatkan sumber standar yang sama bentuk fisik dengan contoh lingkungan. Oleh karena itu dipergunakan sumber standar yang bentuk fisik dan sifat-sifatnya mendekati contoh. Contoh cuplikan lingkungan biasanya dalam bentuk volume dengan matrik padatan maupun cairan yang mempunyai densitas berbeda-beda, sehingga akan terjadi proses atenuasi diri foton yang berbeda-beda pula besarnya. Selain densitas bahan, energi foton, sifat serapan bahan dan dimensi bahan sangat mempengaruhi besarnya atenuasi diri. Oleh karena itu pada pengukuran contoh lingkungan perlu diamati masalah atenuasi diri agar didapatkan hasil pengukuran yang akurat. "Crude Palm Oil" disingkat "CPO" merupakan salah satu komoditi ekspor yang penting.

## II. DASAR TEORI

Sistem spektrometri gamma biasanya digunakan untuk pengukuran radioaktivitas pemancar gamma sampel-sampel lingkungan. Sebelum dilakukan pengukuran radioaktivitas biasanya melalui proses kimia dahulu. Sampel-sampel lingkungan mempunyai kandungan radioaktivitas yang kecil

Beberapa kasus ekspor dipersyaratkan untuk diukur tingkat kandungan radioaktivitasnya, khususnya Cesium-137, sesuai dengan persyaratan yang diminta oleh beberapa negara pengimpor.

Pada makalah ini dibahas tentang faktor koreksi atenuasi diri foton dalam berbagai macam matrik "CPO" hasil produksi dalam negeri yang mempunyai berbagai macam jenis dan densitas bervariasi yang berkisar antara 0,886 – 0,903 gram/cm<sup>3</sup>. Dengan densitas yang berbeda-beda dan penggunaan sumber standar kalibrasi yang berbeda dimensinya, maka perlu dilakukan koreksi atenuasi diri. Pada rentang energi gamma 121 – 1408 keV, menggunakan sistem spektrometer gamma dengan detektor HPGe. Sehingga dapat diperoleh faktor koreksi atenuasi diri matrik CPO pada masing-masing energi gamma dengan variasi densitas.

sehingga perlu dilakukan proses pencacahan dalam waktu yang lama dan dari segi geometri jarak antara detektor dan sampel sedekat mungkin atau menempel detektor. Proses penyediaan sampel meliputi penentuan densitas sampel, pembuatan bentuk geometri sampel dan sumber standar harus atau mendekati sama, komposisi matrik cuplikan. Faktor densitas pada matrik

sampel lingkungan sangat berpengaruh pada hasil pengukuran dengan spektrometer gamma karena mengakibatkan efek atenuasi diri foton khususnya pada energi gamma rendah. Untuk mengurangi kesalahan dalam pencacahan cuplikan maka perlu dilakukan koreksi-koreksi pengukuran. Salah satunya adalah koreksi atenuasi diri dengan spektrometer gamma.

Menurut Debertin dan Helmer (1988) yang dikutip oleh T. Boskova dan L. Minev (2000) dan Pujadi (2005), pada sumber bentuk silinder apabila dicacah menggunakan spektrometer gamma pada jarak tertentu, besar faktor atenuasi diri dapat dirumuskan sebagai berikut :

$$F(\mu d \rho) = \frac{[1 - \exp(-\mu d \rho)]}{\mu d \rho} \dots\dots\dots (1)$$

dengan :

- F = Faktor atenuasi diri
- $\mu$  = koefisien atenuasi massa
- d = ketebalan cuplikan
- $\rho$  = densitas

Persamaan di atas digunakan pada sumber radioaktif berbentuk silinder dengan aktivitas terdistribusi homogen pada wadah.

Apabila bentuk komposisi dan densitas sumber standar dan cuplikan berbeda, harga kalibrasi efisiensi setiap puncak energi gamma harus dikoreksi.

Koreksi atenuasi diri (Ca) menggunakan persamaan:

$$Ca = \frac{F(\mu d \rho)_{sampel}}{F(\mu d \rho)_{s\ tan\ dar}} \dots\dots\dots(2)$$

dengan :

F ( $\mu d \rho$ ) sampel adalah faktor atenuasi diri cuplikan.

F ( $\mu d \rho$ ) standar adalah faktor atenuasi diri sumber standar.

Menurut . Boskova dan L. Minev (2000) dan Pujadi (2005) bahwa pada pencacahan sumber radioaktif dengan geometri tertentu dan ketebalan tetap dengan rentang densitas antara 0,1 sampai 2 gr/cm<sup>3</sup> dan nilai ( $\mu d$ ) kecil atau < 0,5 cm<sup>3</sup> / gr. F ( $\mu d \rho$ ) dapat dirumuskan sebagai fungsi linier berikut :

$$F(\mu d \rho) = \alpha \rho + \beta \dots\dots\dots(3)$$

dengan :  $\alpha$  = slope.

$\beta$  = intersep.

Dari segi geometri matrik sampel maka penentuan nilai efisiensi energi gamma bergantung pada faktor atenuasi diri F ( $\mu d \rho$ ). Nilai efisiensi tergantung pada densitas jenis matrik sampel lingkungan. Dengan menggabungkan kedua persamaan di atas maka koreksi atenuasi diri dapat dihitung menggunakan persamaan :

$$Ca = \frac{(\alpha c_i \rho_i + \beta c_i)}{(\alpha c_s \rho_s + \beta c_s)} \dots\dots\dots(4)$$

dengan

$\alpha_{ci}$  = konstanta *slope* pada kurva densitas  $\rho_i$  pada energi gamma.

$\rho_i$  = densitas matrik.

$\beta_{ci}$  = konstanta intersep pada kurva densitas  $\rho_i$  pada energi gamma.

$\alpha_{cs}$  = konstanta *slope* pada kurva densitas standar  $\rho_{cs}$  pada energi gamma.

$\rho_{cs}$  = densitas matrik.

$\beta_{cs}$  = konstanta intersep pada kurva densitas standar  $\rho_{cs}$  pada energi gamma.

### III. TATA KERJA

#### Bahan dan Peralatan

1. Matrik CPO dengan densitas 0,8856, 0,8881, 0,8895, 0,8975, 0,9005 dan 0,9028 gr/ cm<sup>3</sup>
2. Sumber standar radioaktif Eu-152
3. Vial plastik 50 cc
4. Air sebagai standar
5. Sistem Pencacah spektrometer gamma detektor *High Purity Germanium*
6. Sistem pencacah kamar pengion Merlin Gerin
7. Timbangan Mettler H54 R

#### 1. Preparasi Sumber standar Eu-152 dengan matrik CPO.

Pada tahap penyiapan matrik CPO “*CRUDE PALM OIL*“ telah disiapkan 6 (enam) jenis CPO dalam vial plastik. Masing-masing matrik CPO mempunyai densitas yang bervariasi yaitu 0,8856, 0,8881, 0,8895, 0,8975, 0,9005 dan 0,9028 gram/cm<sup>3</sup>. Telah disiapkan sumber standar Eu-152 bentuk cair yang mempunyai energi multi gamma dari 121keV-1408keV. Sebelum dipreparasi sumber standar tersebut telah distandarkan dengan sistem pencacah detektor kamar pengion Merlin Gerin untuk diketahui aktivitasnya. Setelah distandarkan sumber standar Eu-152 cair tersebut ditetaskan pada vial-vial matrik CPO dengan variasi berat. Nilai aktivitas sumber standar Eu-152 yang ditetaskan berdasarkan berat Eu-152 yang ditetaskan pada vial matrik CPO dengan cara penimbangan. Kemudian dilakukan pengocokan vial tersebut supaya homogen.

#### 2. Pengukuran Aktivitas.

Setelah tahap menyiapkan campuran matrik CPO dan Eu-152 selanjutnya dilakukan pencacahan matrik-matrik tersebut dengan sistem pencacah spektrometer gamma detektor HPGe. Pada tahap ini telah dibuat sumber standar Eu-152 cair yang digunakan sebagai standar. Jarak pengukuran

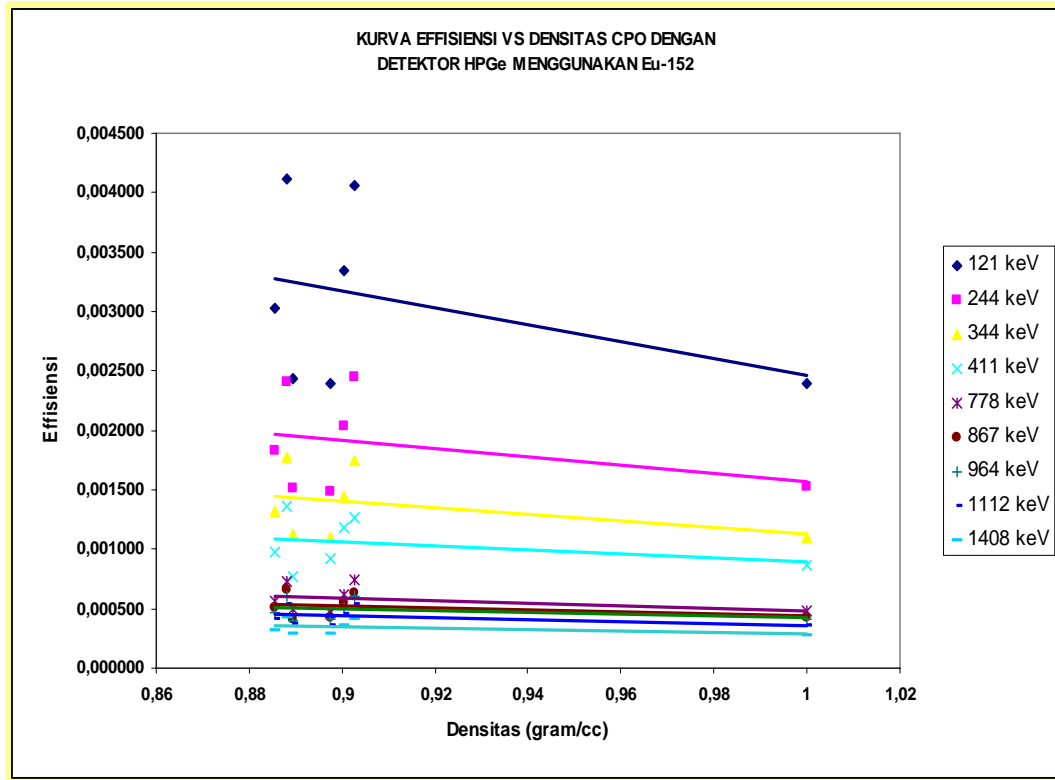
standar antara detektor dan sampel adalah 5 cm. Kondisi ini sama dengan matrik. Dari pengukuran ini dapat diperoleh nilai efisiensi dari masing-masing energi gamma pada variasi densitas, sehingga dapat dibuat kurva efisiensi sebagai fungsi densitas. Dari kurva ini dapat diperoleh faktor koreksi atenuasi diri dari masing-masing energi gamma dengan variasi densitas.

#### IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil pencacahan CPO dengan rentang energi dari 121 keV sampai 1408 keV menggunakan sumber standar Eu-152 dengan variasi densitas menggunakan spektrometer gamma disajikan pada Gambar 1. Dari gambar tersebut dapat diketahui nilai efisiensi masing-masing energi gamma mulai dari 121 keV, 244keV, 344keV, 411keV, 778keV, 867keV, 964keV, 1112keV dan

1408keV untuk masing-masing densitas 1, 0,9028, 0,9005, 0,8975, 0,8895, 0,8881 dan 0,8856 gr/ cm<sup>3</sup> menggunakan kurva kalibrasi efisiensi spektrometer gamma.

Dari Gambar 1 dapat diketahui bahwa pada energi 121 keV kurva linier berada paling atas. Sedangkan energi gamma di atasnya secara berurutan berada di bawahnya. Hal ini dapat dijelaskan bahwa pada kurva kalibrasi efisiensi menggunakan spektrometri gamma, pada energi gamma sampai 121keV akan diperoleh nilai efisiensi yang besar, sedangkan pada energi di atas 121 keV akan diperoleh nilai efisiensi yang kecil dengan kenaikan energi sinar gamma. Hal ini dapat dijelaskan karena semakin tinggi energi gamma maka semakin tinggi pula kemungkinan lolosnya foton gamma, sehingga efisiensi deteksi detektor akan kecil.



Gambar 1. Kurva Efisiensi fungsi densitas matrik CPO detektor HPGe menggunakan Eu-152

Dari kurva regresi linier di atas dapat diperoleh nilai *slope* dan *intersep* dari masing-masing energi gamma. Nilai slope dan intersep ini merupakan parameter yang akan digunakan untuk

menghitung faktor koreksi atenuasi diri pada masing-masing energi gamma variasi densitas yang disajikan pada Tabel 2 di bawah.

Tabel 2. Parameter kurva efisiensi vs densitas.

Energi gamma	Slope (m)	Intersep (C)
121	-0.0072	0.0096
244	-0.0036	0.0052
344	-0.0027	0.0039
411	-0.0017	0.0026
778	-0.0011	0.0016
867	-0.0008	0.0013
964	-0.0008	0.0012
1112	-0.0008	0.0011
1408	-0.0006	0.0009

Dengan menggunakan persamaan (4) di atas maka dapat diperoleh faktor koreksi atenuasi diri pada masing-masing energi gamma pada variasi densitas matrik CPO yang disajikan pada Tabel 3. Pada tabel tersebut disajikan faktor atenuasi diri

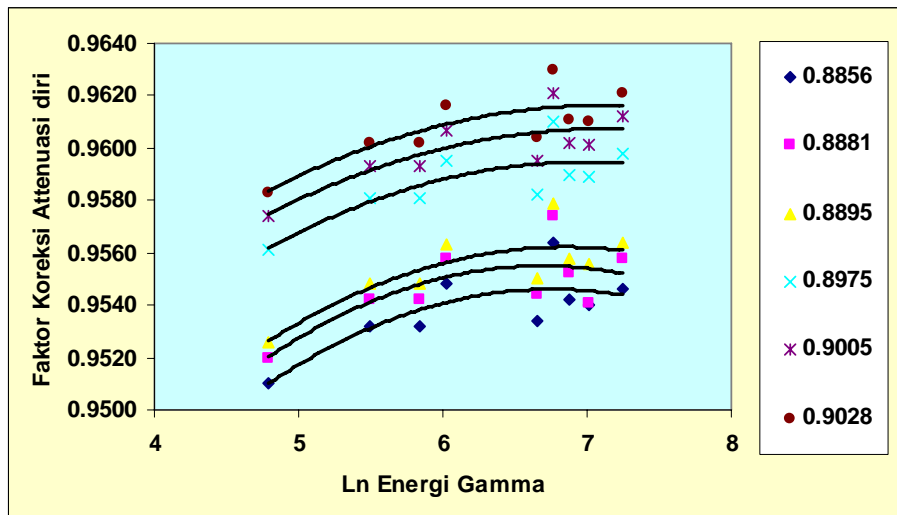
pada matrik CPO dengan densitas dari 0,88 sampai 0,91. dengan energi gamma 121 keV, 244 keV, 344keV, 411 keV, 778 keV, 867 keV, 964 keV, 1112 keV dan 1408 keV

Tabel 3. Koreksi atenuasi diri ( Ca)

Energi $\gamma$ (keV)	Densitas (gr/ cm <sup>3</sup> )					
	$\rho=0,8856$	$\rho=0,8881$	$\rho=0,8895$	$\rho=0,8975$	$\rho=0,9005$	$\rho=0,9028$
<b>121</b>	0.9510	0.9520	0.9526	0.9561	0.9574	0.9583
<b>244</b>	0.9532	0.9542	0.9548	0.9581	0.9593	0.9602
<b>344</b>	0.9532	0.9542	0.9548	0.9581	0.9593	0.9602
<b>411</b>	0.9543	0.9558	0.9563	0.9595	0.9607	0.9616
<b>778</b>	0.9544	0.9544	0.9550	0.9582	0.9595	0.9604
<b>867</b>	0.9545	0.9574	0.9579	0.9610	0.9621	0.9624
<b>964</b>	0.9542	0.9552	0.9558	0.9590	0.9602	0.9621
<b>1112</b>	0.9555	0.9541	0.9556	0.9589	0.9601	0.9630
<b>1408</b>	0.9556	0.9558	0.9564	0.9598	0.9612	0.9641

Terlihat bahwa pada matrik CPO dengan densitas 0,88 sampai 0,91 secara perhitungan faktor koreksi atenuasi diri pada energi gamma 121 keV berkisar antara 0,951-0,959 gr/ cm<sup>3</sup>, 244 keV antara 0,953-0,961 gr/ cm<sup>3</sup>, 344 keV antara 0,953-0,961 gr/ cm<sup>3</sup>, 411 keV antara 0,954-0,962 gr/ cm<sup>3</sup>, 778 keV antara 0,954-0,962 gr/ cm<sup>3</sup>, 867 keV antara 0,954-0,962 gr/ cm<sup>3</sup>, 964 keV antara 0,954-0,962 gr/ cm<sup>3</sup>, 1112 keV antara 0,955-0,963 gr/ cm<sup>3</sup>, dan 1408 keV antara 0,955-0,964 gr/ cm<sup>3</sup>. Hal ini berarti bahwa faktor atenuasi diri tersebut dipengaruhi oleh energi sinar gamma dan densitas matrik CPO dan sumber radioaktif Eu-152.

Hubungan antara faktor koreksi atenuasi diri dengan energi gamma dapat dibuat kurva seperti pada Gambar 2. Pada kurva tersebut dapat dijelaskan bahwa Faktor koreksi atenuasi diri tergantung pada energi gamma pada variasi densitas. Pada densitas rendah, dari energi gamma rendah (121keV) ke energi tinggi diperoleh nilai faktor koreksi atenuasi diri yang semakin besar. Begitu juga pada densitas yang lebih tinggi, dari energi gamma rendah ke energi tinggi diperoleh nilai faktor koreksi atenuasi diri yang semakin besar pula.



Gambat 2. Kurva Atenuasi diri pada CPO terhadap ln E gamma rentang 121-1408 keV.

## V. KESIMPULAN

Pada pengukuran aktivitas campuran sampel tertentu dan sumber radioaktif dalam suatu matrik volume, hal yang perlu diperhatikan adalah koreksi atenuasi diri dan bentuk sumber standar dengan bentuk matrik sampel yang akan diukur. Densitas sangat berpengaruh pada perhitungan koreksi atenuasi diri suatu matrik sampel.

Pada penelitian ini telah diperoleh nilai faktor koreksi atenuasi diri pada matrik CPO dan sumber radioaktif Eu-152 yang mempunyai rentang energi gamma dari 121 keV sampai 1408 keV dengan variasi densitas 0,88 sampai 0,91 gr/ cm<sup>3</sup>. Pada energi gamma 121 keV berkisar antara 0,951-0,959, 244 keV antara 0,953-0,961, 344 keV antara 0,953-0,961, 411 keV antara 0,954-0,962, 778 keV antara 0,954-0,962, 867 keV

antara 0,954-0,962, 964 keV antara 0,954-0,962, 1112 keV antara 0,955-0,963, dan 1408 keV antara 0,955-0,964.

## DAFTAR PUSTAKA

1. NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS, A Handbook of Radioactivity Measurements Procedures, NCRP Report No. 58, November 1978.
2. ICRP Publication 38, Radionuclide Transformation Energy & Intensity of Emissions, Vol. 11-13, Pergamon Press, Oxford.
3. K. DEBERTIN AND RG. HELMER, Gamma and X-Ray Spectrometry With Semiconductor Detector, 1988
4. F.L. MELQUIADES, CR APPOLONI, Self-absorption correction for Gamma Spectrometry of Powdered Milk Samples Using Marinelli Beaker, Applied Radiation and Isotopes



- 55 (2001) 697-700, Elsevier Science.
5. T. BOSKOVA, L. MINEV, Correction for Self-Attenuation in gamma ray spectrometry of bulk sample, Applied Radiation and Isotope 54 (2001)
  6. PUJADI, HERMAWAN CANDRA, NAZAROH, Koreksi Atenuasi diri Cuplikan pada Pencacahan Menggunakan Spektrometer Gamma, Prosiding PIKRL X, 2005.

ini adalah menentukan faktor koreksi serapan diri berbagai berat jenis suatu sampel CPO untuk rentang energi 121-1408 keV menggunakan sumber radioaktif Eu-152.

2. Bisa dibuat matrik-matrik lain seperti: air, gel, silika, tanah, pasir, busa, bubuk flexi glass, bubuk kaca dan bahan pengawet (sodium benzoat).

**Tanya Jawab :**

**Penanya : Wibowo  
(PKTN BATAN)**

**Pertanyaan :**

1. Apa tujuan penelitian Saudara?
2. Apakah dapat dibuat matrik-matrik selain dari bahan selain CPO?

**Jawaban : Hermawan Candra  
(PTKMR BATAN)**

1. Pada pengukuran aktivitas secara relatif menggunakan spektrometer gamma, salah satu kesalahan pengukuran adalah mengabaikan perbedaan geometri, berat jenis dan komposisi kimia bahan radioaktif antara sumber standar dan sampel. Perbedaan dalam berat jenis bahan mengakibatkan perbedaan pula dalam serapan diri sinar gamma, mengingat berat jenis sampel lingkungan bermacam-macam. Salah satu cara adalah dengan menggunakan sumber standar untuk setiap matrik sampel. Tujuan penelitian

## PENENTUAN RADIONUKLIDA PEMANCAR GAMMA DALAM SAMPEL TANAH PADA UJI PROFISIENSI IAEA TAHUN 2006

Wahyudi, Kusdiana dan Sutarman  
Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi – BATAN

### ABSTRAK

**PENENTUAN RADIONUKLIDA PEMANCAR GAMMA DALAM SAMPEL TANAH PADA UJI PROFISIENSI IAEA TAHUN 2006.** Telah dilakukan uji profisiensi dalam penentuan radionuklida pemancar gamma dalam sampel tanah dari IAEA tahun 2006. Sampel tanah yang diterima dari IAEA diverifikasi untuk mengetahui kebenaran dokumen dan kondisi sampel. Tujuan dari uji profisiensi ini adalah untuk mengetahui kinerja laboratorium peserta dalam melakukan analisis sampel tanah. Sampel tanah diambil sebanyak  $(151,33 \pm 0,76)$  g, kemudian ditempatkan dalam vial diameter 57 mm dan tinggi 50 mm. Sampel diukur dengan spektrometer gamma yang dilengkapi dengan detektor HPGe model GEM-25185 buatan Ortec. Dalam pengukuran ini teridentifikasi 7 radionuklida pemancar radiasi gamma, 6 radionuklida yaitu  $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{65}\text{Zn}$ ,  $^{109}\text{Cd}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  dan  $^{241}\text{Am}$  memenuhi kriteria uji profisiensi dan radionuklida  $^{60}\text{Co}$  tidak memenuhi kriteria uji.

Kata kunci : radionuklida pemancar gamma, uji profisiensi, sampel tanah.

### ABSTRACT

**DETERMINATION OF GAMMA RADIONUCLIDES IN SOIL SAMPLE ON THE IAEA PROFICIENCY TEST IN 2006.** Determination of gamma emitting in soil on the IAEA proficiency test in 2006 had been carried out. Soil sample received from IAEA was checked to know the sample condition and the document. The aim of this proficiency test was to obtain the performance of the participant laboratory. The  $(151.33 \pm 0.76)$  g sample was placed to the 57 mm diameter vial and 50 mm height. The sample was counted by using the gamma spectrometer with HPGe detector GEM-25185 model made by Ortec. The result of measurement showed that the 7 radionuclides identified, 6 radionuclides are  $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{65}\text{Zn}$ ,  $^{109}\text{Cd}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  and  $^{241}\text{Am}$  have fulfilled the proficiency test criteria and  $^{60}\text{Co}$  radionuclide has not fulfilled the proficiency test criteria.

Key words : gamma emitting radionuclides, proficiency test, soil sample.

## I. PENDAHULUAN

Pada Juni 2006 Laboratorium Keselamatan, Kesehatan dan Lingkungan atau biasa disebut Lab. KKL pada Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi BATAN telah menerima sampel tanah dari IAEA dalam

rangka uji profisiensi. Kegiatan ini merupakan kelanjutan dari kegiatan yang pernah dilakukan serupa pada tahun 2004. Pada uji profisiensi tahun 2004 sampel yang dianalisis berupa susu, larutan, dan tanah. Pada uji profisiensi tahun 2004, pada penentuan radionuklida

dalam sampel larutan sudah cukup memuaskan namun pada sampel tanah dan sampel susu belum memuaskan.

Unit Lingkungan pada Lab. KKL mempunyai tugas melakukan analisis sampel lingkungan terutama pemancar gamma. Sampel lingkungan yang dianalisis pada umumnya berupa padatan, sehingga kegiatan ini dapat digunakan sebagai evaluasi pada analisis radionuklida dalam sampel lingkungan khususnya sampel padat. Lab. KKL telah diakreditasi oleh KAN (Komite Akreditasi Nasional) sejak Maret 2004 dan setiap tahun dilakukan *surveillance*.

Untuk mengetahui kinerja laboratorium dalam melakukan pengukuran radioaktivitas lingkungan, maka laboratorium ikut dalam uji profisiensi pada penentuan radionuklida pemancar gamma dalam sampel tanah yang diadakan oleh IAEA (*International Atomic Energy Agency*) tahun 2006. Pada uji profisiensi ini akan ditentukan radionuklida pemancar gamma dalam sampel tanah. Hasil kegiatan ini dapat digunakan sebagai salah satu data pendukung sebagai laboratorium yang telah diakreditasi<sup>[1]</sup>.

Tujuan dari mengikuti uji profisiensi ini adalah untuk mengetahui

kemampuan dalam melakukan penentuan radionuklida pemancar gamma dalam sampel tanah. Keuntungan lain yaitu laboratorium memperoleh sampel uji untuk bahan referensi yang dapat digunakan sebagai standar dalam pengukuran.

Makalah ini menguraikan tentang penentuan radionuklida pemancar sinar gamma dalam sampel tanah yang diselenggarakan oleh IAEA tahun 2006. Sampel diukur menggunakan spektrometer gamma dengan detektor Germanium kemurnian tinggi (HPGe). Alat tersebut secara rutin digunakan untuk melakukan kegiatan penelitian berbagai sampel lingkungan maupun kegiatan pelayanan analisis cemaran radiasi dalam berbagai sampel komoditas ekspor.

## II. TEORI

Spektrometer gamma yang dilengkapi dengan detektor HPGe biasa digunakan untuk menganalisis radionuklida pemancar gamma di dalam sampel lingkungan. Penggunaan jenis detektor HPGe ini karena dapat memisahkan spektrum energi gamma yang berdekatan dengan resolusi sekitar 2,0 keV FWHM (lebar setengah tinggi

puncak) untuk radionuklida  $^{60}\text{Co}$  pada energi 1332,50 keV. Nilai FWHM semakin kecil menunjukkan kemampuan detektor semakin baik dalam memisahkan spektrum dari radiasi gamma yang ditangkap oleh detektor [2,3].

Sistem spektrometer gamma perlu dikalibrasi dengan sumber standar sebelum digunakan untuk pengukuran. Kalibrasi yang dilakukan adalah kalibrasi energi dan kalibrasi efisiensi. Kalibrasi energi diperlukan untuk menentukan hubungan antara nomor salur (*channel*) dan energi gamma (keV). Karena setiap radionuklida mempunyai energi yang berbeda dan tertentu yang bersifat spesifik, maka hal inilah yang digunakan sebagai dasar dalam analisis baik kualitatif maupun kuantitatif. Perangkat lunak akuisisi pada spektrometer gamma dapat melakukan kalibrasi energi secara langsung pada komputer. Kalibrasi efisiensi dilakukan untuk menentukan efisiensi detektor pada suatu energi atau untuk suatu rentang energi tertentu. Analisis radionuklida secara kuantitatif dilakukan berdasarkan kalibrasi efisiensi ini.

Untuk menghitung efisiensi pengukuran pada tiap-tiap energi gamma

menggunakan persamaan sebagai berikut [4-6] :

$$\varepsilon_{\gamma} = \varepsilon_{avg} \pm U_{\varepsilon} \dots\dots\dots (1)$$

dengan :

$\varepsilon_{\gamma}$  adalah efisiensi terkoreksi (cps/dps).

$\varepsilon_{avg}$  adalah efisiensi rata-rata (cps/dps).

$U_{\varepsilon}$  adalah ketidakpastian nilai efisiensi (cps/dps).

$$\varepsilon_{avg} = \frac{n_s - n_B}{A_t \cdot p_{\gamma}} \dots\dots\dots (2)$$

dengan :

$n_s$  adalah laju cacah standar (cps)

$n_B$  adalah laju cacah latar (cps)

$A_t$  adalah aktivitas pada saat pencacahan (Bq atau dps)

$p_{\gamma}$  adalah *yield* energi gamma (%)

Nilai ketidakpastian dari efisiensi diperoleh dari beberapa faktor yaitu; nilai dari sertifikat sumber standar ( $U_{cert}$ ), pencacahan ( $U_{cacah}$ ), penimbangan ( $U_w$ ), dan dari *yield* ( $U_p$ ) yang secara umum ditulis dengan persamaan [4-6]:

$$U_{\varepsilon} = \sqrt{\left(\frac{U_{cert}}{A_t}\right)^2 + \left(\frac{U_{cacah}}{N_s}\right)^2 + \left(\frac{U_w}{w}\right)^2 + \left(\frac{U_p}{p_{\gamma}}\right)^2} \dots\dots\dots (3)$$

dengan :

$U_{cert}$  adalah ketidakpastian dari sertifikat sumber standar (Bq)

$U_{\text{cacah}}$  adalah ketidakpastian dari pencacahan (cacah)

$U_w$  adalah ketidakpastian dari penimbangan sumber standar (kg)

$U_p$  adalah ketidakpastian dari *yield* pada energi gamma teramati (%)

$w$  adalah berat standar (kg)

Konsentrasi zat radioaktif dalam sampel pada pengukuran dengan sistem spektrometer gamma ditentukan dengan persamaan sebagai berikut [5] :

$$C_{Sp} = C_{avg} \pm U_T \quad \dots\dots\dots (4)$$

dengan :

$C_{Sp}$  adalah konsentrasi zat radioaktif dalam sampel terkoreksi (Bq/kg)

$C_{avg}$  adalah konsentrasi zat radioaktif dalam sampel rata-rata (Bq/kg)

$U_T$  adalah ketidakpastian pengukuran yang diperluas (Bq/kg)

$$C_{avg} = \frac{n_s - n_B}{\epsilon_\gamma \cdot p_\gamma \cdot W_{Sp}} \quad \dots\dots\dots (5)$$

dengan :

$n_s$  adalah laju cacah sampel (cps)

$n_B$  adalah laju cacah latar (cps)

$\epsilon_\gamma$  adalah efisiensi pada energi gamma teramati (%)

$p_\gamma$  adalah *yield* dari energi gamma teramati (%)

$W_{Sp}$  adalah berat sampel (kg)

$$U_T = C_{avg} x \sqrt{u_N^2 + u_B^2 + u_\epsilon^2 + u_p^2 + u_w^2} \quad \dots\dots\dots (6)$$

dengan :

$u_N$  adalah ketidakpastian pencacahan sampel (%)

$u_B$  adalah ketidakpastian pencacahan latar (%)

$u_\epsilon$  adalah ketidakpastian efisiensi pada energi teramati (%)

$u_p$  adalah ketidakpastian kelimpahan (%)

$u_w$  adalah ketidakpastian berat sampel (%).

Untuk memudahkan perhitungan ketidakpastian yang terentang (*expanded uncertainty*), maka satuan ketidakpastian dinyatakan dalam prosen, sedangkan untuk penulisan dalam data dinyatakan sesuai dengan satuan nilai rata-rata.

Hasil pengukuran yang dilakukan oleh laboratorium peserta dengan nilai yang ditentukan oleh IAEA terdapat perbedaan (*Relative Bias*). Untuk mengetahui besarnya perbedaan nilai aktivitas radionuklida yang diperoleh ditentukan dengan menggunakan persamaan sebagai berikut [6,7] :

$$Relative\ Bias = \frac{C_{KKL} - C_{IAEA}}{C_{IAEA}} x 100\% \quad \dots\dots (7)$$

dengan :

*Relative Bias* adalah perbedaan nilai aktivitas Lab. KKL dengan IAEA (%)

$C_{IAEA}$  adalah nilai aktivitas dari IAEA (Bq/kg)

$C_{KKL}$  adalah aktivitas hasil pengukuran laboratorium peserta ( Bq/kg)

Faktor lain yang menentukan hasil uji profisiensi adalah nilai benar (*trueness*). Besarnya nilai benar  $A_1 \leq A_2$ , dengan nilai  $A_1$  dan  $A_2$  ditentukan menggunakan persamaan sebagai berikut [7] :

$$A_1 = |C_{KKL} - C_{IAEA}| \text{ dan}$$
$$A_2 = 2,58\sqrt{U_{IAEA}^2 + U_{KKL}^2} \dots\dots\dots (8)$$

Dari hasil pengujian dilakukan evaluasi untuk menentukan kriteria lulus uji berdasarkan nilai benar dan presisi. Nilai presisi untuk dapat memenuhi kriteria  $P \leq 15\%$  untuk radionuklida  $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{65}\text{Zn}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{134}\text{Cs}$  dan  $^{137}\text{Cs}$ , sedangkan untuk  $^{109}\text{Cd}$  dan  $^{241}\text{Am}$  nilai  $P \leq 20\%$  [8], besarnya nilai P ditentukan dengan persamaan sebagai berikut [7] :

$$P = \sqrt{\left(\frac{U_{IAEA}}{C_{IAEA}}\right)^2 + \left(\frac{U_{KKL}}{C_{KKL}}\right)^2} \times 100\%$$

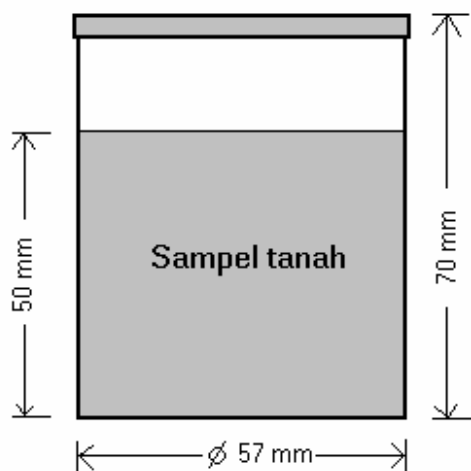
\dots\dots\dots (9)

Untuk dapat diterima dalam uji profisiensi ini maka hasil pengujian masing-masing radionuklida harus memenuhi nilai benar maupun nilai presisi.

### III. TATA KERJA

#### Bahan dan Peralatan

Sampel tanah dalam wadah botol plastik dikirim oleh IAEA ke Lab. KKL. Sampel diperiksa kondi-sinya untuk memastikan tidak terjadi cacat. Peralatan utama yang digunakan adalah spektrometer gamma yang dilengkapi dengan detektor HPGe model GEM-25185 buatan Ortec dengan efisiensi relatif 27%. Spektrometer gamma dikalibrasi dengan sumber standar campuran yang mempunyai geometri sama dengan sampel. Peralatan lain adalah *oven*, cawan porselin, neraca analitis, vial diameter dalam 57 mm dan tinggi 70 mm.



Gambar 1. Vial yang digunakan untuk menempatkan sampel tanah.

## Metodologi

Sampel tanah diambil sebanyak  $(153,63 \pm 0,77)$  gram berat awal lalu dimasukkan ke dalam vial diameter 57 mm, tinggi sampel 50 mm. Sampel kemudian diukur menggunakan spektrometer gamma selama 61200 detik yang dioperasikan dengan perangkat lunak *Maestro for Windows*. Hasil pencacahan sampel berupa spektrum, sehingga nilai cacahan dihitung untuk setiap puncak yang muncul. Analisis radionuklida didasarkan pada energi gamma, sedangkan luasan puncak sebagai fungsi konsentrasi aktivitas dari radionuklida. Setelah dilakukan pengukuran, sampel dipanaskan di dalam oven pada suhu  $105^{\circ}\text{C}$  selama 24 jam

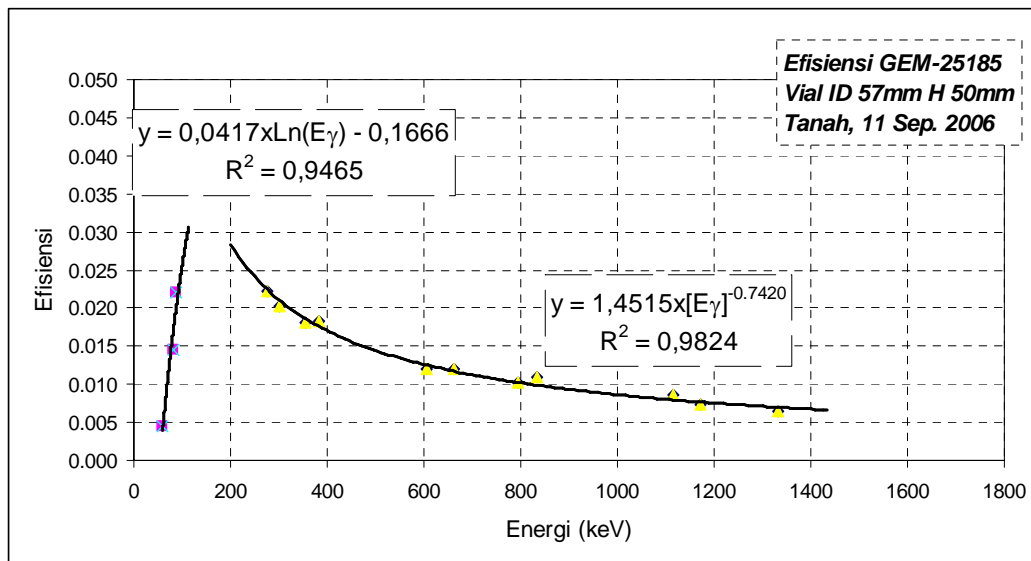
untuk menentukan kadar air dalam sampel, diperoleh berat sampel kering  $(151,33 \pm 0,76)$  gram. Konsentrasi aktivitas radionuklida dihitung menggunakan persamaan 4-6 dengan basis berat kering. Hasil penentuan radionuklida yang dilakukan Lab. KKL dikirim ke IAEA melalui pos maupun *E-mail* (Tabel 1). IAEA melakukan evaluasi terhadap hasil pengukuran yang dilakukan Lab. KKL yang hasilnya disajikan dalam (Tabel 2).

## IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil kalibrasi efisiensi sistem spektrometer gamma detektor HPGe model GEM-25185 disajikan pada Gambar 2. Standar dibuat dari sampel uji profisiensi IAEA tahun 2004 dalam bentuk cair yang dicampurkan pada matrik tanah. Sampel tersebut terdiri dari campuran radionuklida  $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{65}\text{Zn}$ ,  $^{109}\text{Cd}$ ,  $^{133}\text{Ba}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{210}\text{Pb}$ , dan  $^{241}\text{Am}$ . Detektor dibuka dengan jendela energi 50 sampai 2000 keV. Sumber standar yang digunakan mempunyai bentuk geometri yang hampir sama dengan sampel, serta mempunyai jangkauan energi dari 46,54 sampai 1332,50 keV.

Pada Gambar 2 dapat dilihat efisiensi sistem spektrometer gamma mempunyai karakteristik yang spesifik. Efisiensi pada energi di bawah 140 keV diperoleh persamaan Efisiensi =  $0,0417 \times \ln(E\gamma)$  dengan  $R^2 = 0,9465$

dengan kurva yang cukup curam. Sedangkan pada energi di atas 140 keV diperoleh persamaan Efisiensi =  $1,4515 \times E\gamma^{-0,7420}$  dengan  $R^2 = 0,9824$  dengan kurva yang cukup landai.



Gambar 2. Kalibrasi efisiensi sistem spektrometer gamma detektor HPGe Ortec Model GEM-25185.

Dari nilai koefisien korelasi ( $R^2$ ), maka dapat dikatakan kurva efisiensi mempunyai koefisien korelasi dengan nilai  $R^2 \approx 1$ , ini berarti setiap titik mendekati garis kurva efisiensi. Analisis dilakukan secara langsung apabila radionuklida yang dianalisis sama dengan standar, sedangkan kurva efisiensi digunakan untuk menghitung radionuklida yang berbeda tetapi dalam rentang energi pada kurva efisiensi.

Untuk analisis radionuklida yang mempunyai energi lebih dari satu, maka untuk perhitungan didasarkan pada energi dengan kelimpahan (*yield*) terbesar<sup>[4]</sup>, sedangkan energi yang lain sebagai data pendukung. Hasil perhitungan terhadap pengukuran sampel uji profisiensi disajikan pada Tabel 1. Aktivitas radionuklida yang diperoleh dikoreksi terhadap peluruhan dan dihitung aktivitasnya pada tanggal 1 Juli 2006, sesuai dengan formulir isian dari IAEA. Dari hasil pengukuran yang dilakukan



dapat diidentifikasi 7 radionuklida. Dua radionuklida mempunyai energi di bawah 140 keV, dan 5 radionuklida mempunyai energi di atas 140 keV. Dua radionuklida di bawah energi 140 keV adalah  $^{241}\text{Am}$

dan  $^{109}\text{Cd}$ , sedangkan 5 radionuklida mempunyai energi di atas 140 keV adalah  $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{65}\text{Zn}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ , dan  $^{137}\text{Cs}$ .

Tabel 1. Hasil analisis sampel tanah dari IAEA yang diukur di Lab. KKL

No.	Nuklida	Energi (keV)	Yield	T paro (hari)	Aktivitas (Bq/kg)	
					01-07-06	Ketidakpastian
1	$^{54}\text{Mn}$	834,84	0,99975	312,5	53,104	1,950
2	$^{60}\text{Co}$	1335,50	0,999824	1925,5	64,951	2,444
3	$^{65}\text{Zn}$	1115,55	0,504	243,9	79,474	4,106
4	$^{109}\text{Cd}$	88,03	0,0365	463	238,870	25,347
5	$^{134}\text{Cs}$	604,70	0,976	754,2	71,447	2,287
6	$^{137}\text{Cs}$	661,66	0,85	10957,5	57,751	2,069
7	$^{241}\text{Am}$	59,54	0,360	157788	111,254	11,877

Catatan : Tanggal aktivitas : 1 Juli 2006 (sesuai dengan lembar isian IAEA)

Penentuan efisiensi pada energi di bawah 140 keV mempunyai nilai *relative bias* yang cukup besar, hal ini disebabkan bentuk kurva efisiensi mempunyai kemiringan yang cukup tajam, sehingga pergeseran sedikit saja pada energi gamma akan terjadi penyimpangan nilai efisiensi yang cukup besar. Hal ini sebagai salah satu penyumbang besarnya perbedaan nilai konsentrasi antara Lab. KKL dengan nilai konsentrasi dari IAEA. Sebagai

gambaran dapat dilihat pada penentuan  $^{109}\text{Cd}$  dan  $^{241}\text{Am}$  yang mempunyai perbedaan nilai konsentrasi antara Lab. KKL dan IAEA cukup besar (Tabel 2).

Berdasarkan laporan yang diterbitkan oleh IAEA<sup>[8]</sup>, maka hasil pengukuran yang dilakukan oleh Lab. KKL cukup memuaskan. Nilai presisi untuk seluruh pengukuran memenuhi kriteria uji, sedangkan dari hasil analisis nilai benar ada satu radionuklida yang tidak memenuhi kriteria uji yaitu  $^{60}\text{Co}$ .

Dari kedua faktor yang menentukan kriteria tersebut maka  $^{60}\text{Co}$  tidak memenuhi kriteria uji profisiensi. Pada Tabel 2 dapat dilihat bahwa 6 radionuklida yaitu  $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{65}\text{Zn}$ ,  $^{109}\text{Cd}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ , dan  $^{241}\text{Am}$  telah memenuhi

kriteria uji profisiensi, sedangkan satu radionuklida yaitu  $^{210}\text{Pb}$  tidak dapat diukur dengan detektor HPGe karena energi gamma  $^{210}\text{Pb}$  di luar jangkauan detektor jenis HPGe.

Tabel 2. Hasil evaluasi uji profisiensi radionuklida pemancar radiasi gamma dalam sampel tanah yang diukur Lab KKL<sup>[8]</sup>.

Nuklida	Aktivitas (Bq/gram)		Rel.Bias (%)	Nilai benar			Presisi		Hasil akhir
	IAEA	Lab. KKL		A1	A2	Nilai	P	Nilai	
$^{54}\text{Mn}$	48 ± 0,98	53,104 ± 1,950	10,63	5,10	5,63	A	4,20	A	A
$^{60}\text{Co}$	56,1 ± 1,37	64,951 ± 2,444	15,78	8,85	7,23	N	4,49	A	N
$^{65}\text{Zn}$	77,6 ± 2,54	79,474 ± 4,106	2,41	1,87	12,46	A	6,12	A	A
$^{109}\text{Cd}$	177,6 ± 8,4	238,870 ± 25,347	34,50	61,27	68,89	A	11,62	A	A
$^{134}\text{Cs}$	64,2 ± 1,87	71,447 ± 2,287	11,29	7,25	7,62	A	4,33	A	A
$^{137}\text{Cs}$	52,6 ± 1,08	57,751 ± 2,069	9,79	5,15	6,02	A	4,13	A	A
$^{210}\text{Pb}$	259,5 ± 12,53	Tidak dilaporkan karena tidak teridentifikasi dengan detektor HPGe yang dipakai							
$^{241}\text{Am}$	96,6 ± 2,78	111,254 ± 11,877	15,17	14,65	31,47	A	11,06	A	A

Catatan : A = *Accepted* (memenuhi syarat), N = *Non-Accepted* (tidak memenuhi syarat),  
 Tanggal aktivitas = 1 Juli 2006.

Radionuklida  $^{210}\text{Pb}$  mempunyai energi gamma 46,54 keV berada di bawah jangkauan energi gamma untuk detektor HPGe dan mempunyai efisiensi yang rendah sehingga keberadaan  $^{210}\text{Pb}$  dalam sampel tidak terdeteksi.  $^{210}\text{Pb}$  dapat diukur menggunakan sistem spektrometer gamma yang dilengkapi dengan detektor Germanium energi rendah (LEGe) yang mempunyai jangkauan energi sampai 5 keV atau menggunakan jenis detektor yang

sensitif terhadap radiasi sinar gamma dan sinar-X misalnya jenis GMX untuk detektor buatan Ortec.

Pada penentuan kadar air, sampel tanah berat (153,63 ± 0,77) gram diletakkan di dalam cawan porselin. Sampel dipanaskan sampai suhu 105°C selama 24 jam. Dari hasil penimbangan diperoleh hasil sampel tanah kering adalah (151,33 ± 0,76) gram, berat kering digunakan sebagai dasar dalam perhitungan. Kadar air dalam sampel

tanah ini diperoleh nilai sebesar 1,5% dari berat awal. Kadar air ditentukan setelah sampel diukur, hal ini dilakukan supaya radionuklida yang mempunyai waktu paro pendek dapat dideteksi pada saat pengukuran.

Kalau dibandingkan dengan hasil uji profisiensi yang diikuti Lab. KKL tahun 2004 pada sampel cair, maka hasil yang diperoleh ini lebih baik. Pada uji profisiensi tahun 2004 untuk sampel cair diperoleh 5 radionuklida masuk kriteria uji yaitu  $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{65}\text{Zn}$ ,  $^{133}\text{Ba}$ , dan  $^{137}\text{Cs}$ . Dalam hal ini telah terjadi peningkatan hasil kegiatan uji profisiensi yang dilakukan. Uji profisiensi harus didukung dengan peralatan yang memadai, dan dengan sumber standar yang tertelusur ke standar nasional atau internasional dengan ketidakpastian yang lebih kecil.

Keuntungan lain yang diperoleh dari keikutsertaan uji profisiensi ini adalah adanya koreksi terhadap kekurangan hasil pengukuran yang dilakukan oleh laboratorium selama ini serta memperoleh *reference material* dari sampel uji profisiensi. *Reference material* dari sampel hasil uji profisiensi dapat digunakan untuk mengkalibrasi sistem spektrometer gamma yang ada di

laboratorium dengan rentang energi yang cukup lebar yaitu dari 59,54 sampai 1332,50 keV.

## V. KESIMPULAN

Dari hasil uji profisiensi sampel tanah dari IAEA tahun 2006 dalam penentuan radionuklida pemancar radiasi gamma, Lab. KKL mampu melakukan identifikasi 7 radionuklida dari 8 radionuklida yang ada, dan yang tidak teridentifikasi adalah  $^{210}\text{Pb}$ . Dari 7 radionuklida yang teridentifikasi, 6 radionuklida yaitu  $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{65}\text{Zn}$ ,  $^{109}\text{Cd}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ , dan  $^{241}\text{Am}$  memenuhi kriteria uji, dan satu radionuklida yaitu  $^{60}\text{Co}$  tidak memenuhi kriteria uji. Dari hasil ini maka Lab. KKL berkemampuan dalam analisis radionuklida pemancar gamma dalam sampel tanah.

## SARAN

Untuk mendukung kegiatan serupa di waktu mendatang dan meningkatkan pengukuran radionuklida dalam sampel lingkungan perlu tambahan peralatan spektrometer gamma yang dilengkapi dengan detektor yang sensitif terhadap energi gamma rendah serta pengadaan sumber standar pengukuran yang tertelusur ke standar internasional

secara berkala, sedangkan untuk sosialisasi hasil uji profisiensi perlu dilakukan presentasi atau seminar.

#### DAFTAR PUSTAKA

1. BSN, *Persyaratan umum kompetensi laboratorium pengujian dan laboratorium kalibrasi*, SNI 19-17025-2000, Badan Standardisasi Nasional, Jakarta (2000).
2. DEBERTIN, K., and HELMER, R.G., *Gamma and X-ray Spectrometry with Semiconductor Detectors*, North Holland (1988).
3. SUSETYO, W., *Spektrometri Gamma dan Penerapannya dalam Analisis Pengaktifan Neutron*, Gadjah Mada University Press, Yogyakarta (1988)
4. BATAN, *Prosedur Analisis Sampel Radioaktivitas Lingkungan*, Badan Tenaga Nuklir Nasional, Jakarta (1998).
5. MARTIN, J.E., *Physics for Radiation Protection*, John Wiley & Sons, Inc. New York (2000).
6. ISO/IEC GUIDE 43-1, *Proficiency testing by interlaboratory comparisons*, Part 1: Development and operation of proficiency testing schemes, Second Edition, Geneva (1997).
7. IAEA, *Final Report Proficiency Test on the Determination of  $\alpha, \beta$  and  $\gamma$ -Emitting Radionuclides*, TC Project RAS/9/024 Environmental Radiation Monitoring and Regional Data Base, Seibersdorf, June 2005, (2005).
8. IAEA, *Individual Evaluation Report for Laboratory No.271*, The IAEA-CU-2006-03 Word-wide open proficiency test on the determination of gamma emitting radionuclides, Seibersdorf, Sep. 15, 2006 (2006).
9. WAHYUDI, SETIAWAN, A., dan YURFIDA, *Uji profisiensi pada penentuan radionuklida pemancar gamma dalam sampel cairan dari IAEA tahun 2004*, Prosiding Pertemuan dan Presentasi Ilmiah Fungsional Teknis Non-Peneliti, PTKMR-BATAN, 17 Juli 2007, Jakarta (2007) 65-77.

#### Tanya Jawab :

##### 1. Penanya :

##### Pertanyaan : Sulaeman (PRR-BATAN)

1. Faktor apa yang menyebabkan radionuklida tidak lolos uji profisiensi.
2. Bagaimana solusinya hal serupa tidak terulang lagi.

##### Jawaban : Wahyudi (PTKMR – BATAN)

1. Faktor alat dan sumber sandar yang dimiliki laboratorium.
2. Pengadaan spektrometer gamma dengan detektor yang sensitif pada energi rendah dan pengadaan sumber sandar secara berkala serta peningkatan kemampuan personil laboratorium.

## PENENTUAN AKTIVITAS RENDAH PADA BEBERAPA JENIS GYPSUM MENGUNAKAN SURVEYMETER LUDLUM 3-98

Wijono, Agung Agusbudiman dan Holnisar  
Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi – BATAN

### ABSTRAK

**PENENTUAN AKTIVITAS RENDAH PADA BEBERAPA JENIS GYPSUM MENGGUNAKAN SURVEYMETER LUDLUM 3-98.** Gypsum yang dianalisis terdiri dari tiga jenis dengan kode A-09G dan A-12G berasal dari pabrik X serta kode B-12C dari pabrik Y. Area pengukuran dilakukan pada 2 sisi lempeng gypsum dengan jarak 20 cm antar titik. Luasan lempeng kode A-09G dan A-12G adalah  $(60 \times 120) \text{ cm}^2$ , sehingga dapat dibuat 18 titik pengukuran. Untuk kode B-12C memiliki luasan  $(80 \times 120) \text{ cm}^2$  dan dapat dibuat 24 titik pengukuran. Sesuai tingkat rendahnya aktivitas sampel yang diukur maka posisi canel surveymeter Ludlum 3-98 di-setting pada rentang skala 0-5 kCpm, jarak detektor 1 cm dan nilai faktor pengali 0,1. Dari hasil pengukuran di lokasi dudukan sampel untuk 18 dan 24 titik diperoleh hasil rerata cacah latar masing-masing  $(4,52 \pm 0,14)$  dan  $(4,52 \pm 0,14)$  Bq. Dengan koreksi cacah latar diperoleh hasil cacah rerata pada sisi atas dan bawah dari sampel gypsum kode A-09G sebesar  $(0,50 \pm 0,22)$  dan  $(0,70 \pm 0,12)$  Bq, kode A-12G  $(0,76 \pm 0,22)$  dan  $(1,02 \pm 0,26)$  Bq dan B-12C  $(0,14 \pm 0,17)$  dan  $(0,26 \pm 0,15)$  Bq. Dari 2 data sampel pabrik X diketahui bahwa semakin tebal bahan gypsum aktivitasnya juga akan makin tinggi. Gypsum buatan pabrik X tersebut memiliki aktivitas lebih tinggi 337,07% dibanding pabrik Y.

**Kata kunci :** gypsum, surveymeter, aktivitas rendah

### ABSTRACT

**DETERMINATION OF LOW ACTIVITY AT SOME TYPES OF GYPSUM WITH SURVEYMETER OF LUDLUM 3-98.** The analysis of gypsum consist of three type with code A-09G and A-12G obtained from factory X and also code B-12C from factory Y. Area gauging is done at 2 side gypsum with distance of 20 cm between dot. Code ingot area A-09G and A-12G is  $(60 \times 120) \text{ cm}^2$ , causing can be made 18 point of gauging. For code B-12C have area  $(80 \times 120) \text{ cm}^2$  and can be made 24 point of gauging. The low level fit of sample activity which measured hence position of cannel survey meter Ludlum 3-98 to setting at scale stretch of 0-5 kCpm, apart detector of 1 cm and assess multiplying factor of 0.1. From gauging result in location of sample for 18 and 24 dot obtained by each background count average yield  $(4.52 \pm 0.14)$  and  $(4.52 \pm 0.14)$  Bq. With background count correction obtained by average count result at side upper and lower from sample gypsum code A-09G equal  $(0.50 \pm 0.22)$  and  $(0.70 \pm 0.12)$  Bq, code A-12G  $(0.76 \pm 0.22)$  and  $(1.02 \pm 0.26)$  Bq and B-12C  $(0.14 \pm 0.17)$  and  $(0.26 \pm 0.15)$  Bq. Out of 2 mill sample data X is known that more and more thick material gypsum the activity is also to more and more high. Gypsum made in factory X have higher activity 337.07% compared by is factory Y.

**Key words :** gypsum, surveymeter, low activity

## I. PENDAHULUAN

Gypsum adalah salah satu hasil jenis bahan bangunan yang biasanya ditempatkan sebagai plapon ruangan.

Dalam kondisi ini memiliki prospek hubungan dan interaksi langsung terhadap manusia yang menempati sisi ruang tersebut. Jenis bahan gypsum ini belum lama dikembangkan dan

diaplikasi, sehingga merupakan hal yang baru bagi beberapa kalangan masyarakat. Semula ada suatu dugaan bahwa bahan *gypsum* tersebut memancarkan radiasi walaupun aktivitasnya pada level tingkat rendah. Namun hingga sekarang belum ada penelitian mengenai hal ini. Untuk mengetahuinya diperlukan suatu eksperimen terhadap aktivitas beberapa tipe sampel *gypsum* menggunakan alat ukur radiasi standar yang telah dikalibrasi oleh lembaga pemerintah yang berwenang sesuai peraturan perundang-undangan ketenaganukliran yang berlaku. Agar data eksperimen dapat dilakukan dengan sempurna maka diperlukan beberapa sampel *gypsum* yang diproduksi oleh pabrik yang berlainan.

Dengan adanya eksperimen tentang adanya aktivitas radiasi di dalam bahan sampel *gypsum* ini nantinya diharapkan diperoleh kepastian besaran aktivitasnya (bila ada) dan perbedaan hasil cacahan aktivitasnya dalam satuan becquerels (Bq) dari beberapa pabrik/perusahaan yang berlainan.

## II. TATA KERJA

Penentuan aktivitas rendah pada beberapa tipe sampel *gypsum* hasil diproduksi oleh dua pabrik yang berlainan dilakukan dengan

menggunakan alat ukur radiasi *surveymeter* Ludlum 3-98. Bentuk fisik alat dalam bentuk foto dapat dilihat pada Gambar 1. Alat tersebut memiliki nomor seri 2250:2 Pr. 44-3/248727 USA dengan nomor sertifikat 588/s/P10302/KMR/2007.

Tipe *gypsum* yang diukur aktivitasnya terdiri dari tiga jenis, yaitu kode A-09G dan A-12G yang berasal dari pabrik X serta kode B-12C dari pabrik Y. Area pengukuran dilakukan pada 2 sisi lempeng *gypsum* dengan jarak 20 cm antar titik. Luasan lempeng kode A-09G dan A-12G adalah (60 x 120) cm<sup>2</sup>, sehingga dapat dibuat 18 titik pengukuran. Untuk kode B-12C memiliki luasan (80 x 120) cm<sup>2</sup> dan dapat dibuat 24 titik pengukuran. Tiap titik dilakukan 5 kali pengukuran sehingga hasil cacah aktivitas untuk satu titik ini merupakan hasil nilai rerata dari kelima data tersebut. Dengan demikian untuk satu proses pengukuran sisi permukaan sampel dilakukan pengukuran sebanyak 90 kali (untuk 18 titik pengukuran) dan 120 kali (untuk 24 titik pengukuran). Sesuai dengan perkiraan tingkat rendahnya aktivitas sampel yang diukur maka posisi canel *surveymeter Ludlum* 3-98 di-*setting* pada rentang skala 0-5 kCpm, jarak detektor 1 cm dan nilai faktor pengali 0,1.



Gambar 1. Surveymeter Ludlum 3-98

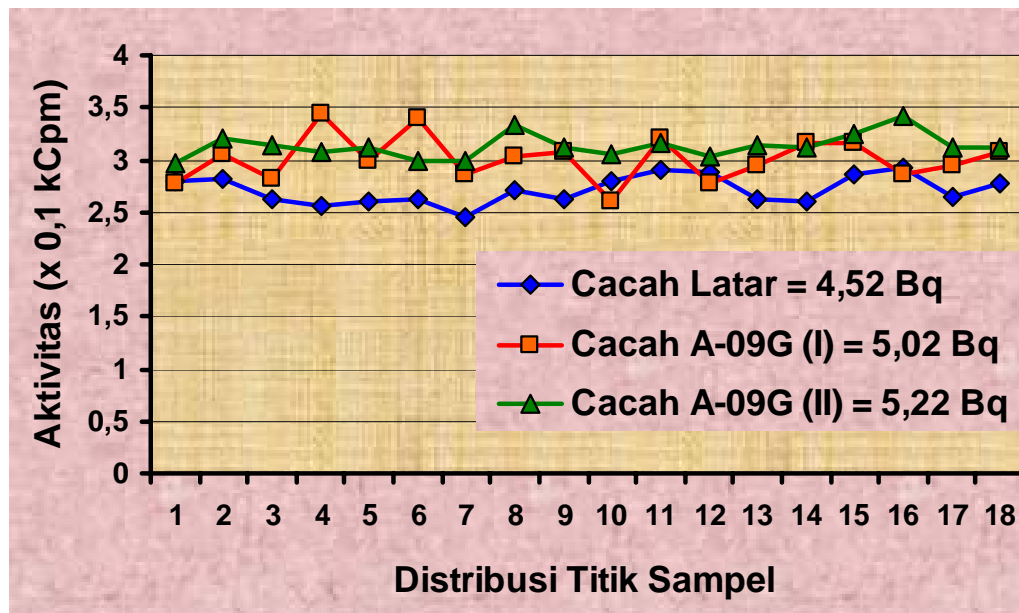
Pengukuran di lokasi dudukan sampel untuk 18 dan 24 titik dilakukan untuk memperoleh distribusi data cacah aktivitas latar pada masing-masing permukaan sampel (atas dan bawah). Dengan koreksi cacah latar diperoleh hasil cacah aktivitas pada sisi atas dan bawah dari sampel *gypsum* kode A-09G, A-12G dan B-12C dalam satuan Bequerels (Bq). Dari hasil perhitungan dan simulasi data-data ini maka dapat ditentukan perbedaan dari 2 kelompok data sampel pabrik X dan Y. Sehingga dapat diketahui pula pengaruh ketebalan sampel terhadap aktivitas yang dihasilkan. Bentuk fisik dari berbagai tipe *gypsum* dapat dilihat pada Gambar 2.



Gambar 2.  
Beberapa sampel tipe *gypsum*

### III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Telah dilakukan penentuan aktivitas rendah pada beberapa tipe sampel *gypsum* hasil diproduksi oleh pabrik yang berlainan. Tipe *gypsum* terdiri dari tiga jenis dengan kode A-09G dan A-12G berasal dari pabrik X serta kode B-12C dari pabrik Y. Area pengukuran dilakukan pada 2 sisi lempeng *gypsum* dengan jarak 20 cm antar titik. Luasan lempeng kode A-09G dan A-12G adalah  $(60 \times 120) \text{ cm}^2$ , sehingga dapat dibuat 18 titik pengukuran. Untuk kode B-12C memiliki luasan  $(80 \times 120) \text{ cm}^2$  dan dapat dibuat 24 titik pengukuran. Tiap titik dilakukan 5 kali pengukuran sehingga hasil cacah aktivitas untuk satu titik ini merupakan hasil nilai rerata dari kelima data tersebut.



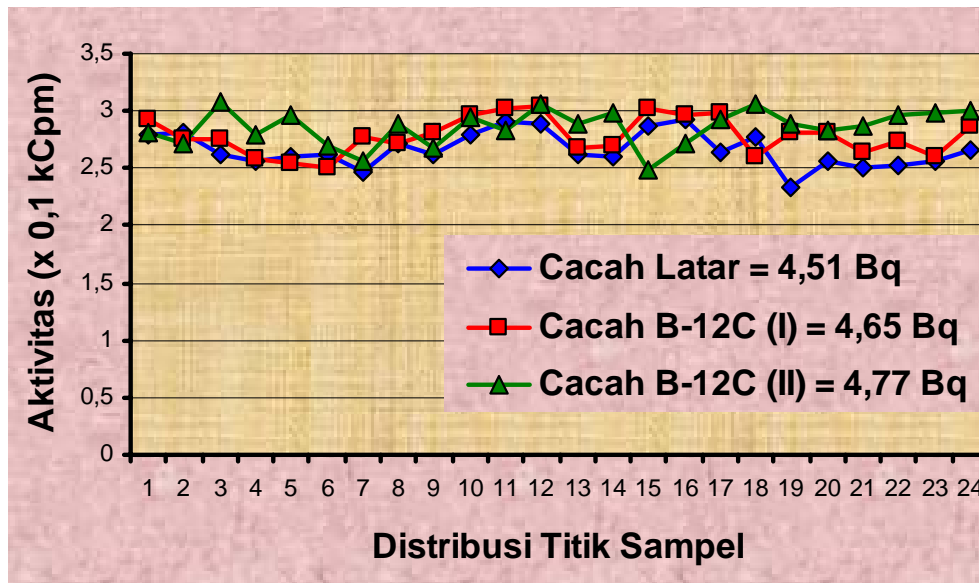
Gambar 3. Grafik kontinuitas akuisisi data cacahan sampel *gypsum* kode A-09G

Dengan demikian untuk satu proses pengukuran sisi permukaan sampel dilakukan pengukuran sebanyak 90 kali (untuk 18 titik pengukuran) dan 120 kali (untuk 24 titik pengukuran). Hasil rerata distribusi cacah 18 dan 24 titik pengukuran dalam bentuk grafik dari 3 sampel *gypsum* ditunjukkan pada Gambar 3, 4 dan 5.

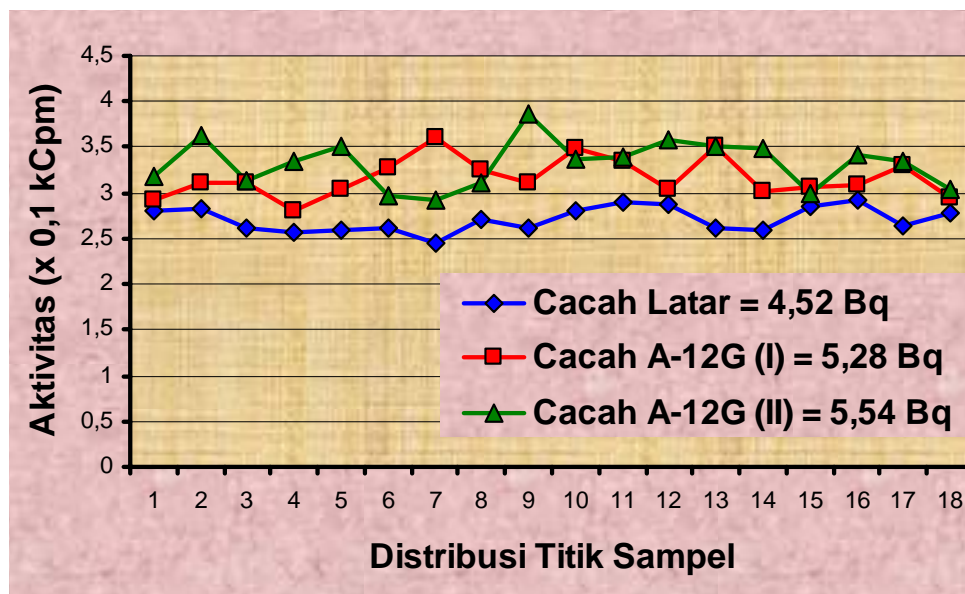
Dari nilai perbedaan nilai dan karakteristik masing-masing distribusi data cacah aktivitas dari ke tiga sampel terhadap nilai cacah latarnya maka dapat ditentukan besarnya aktivitas masing-masing sampel. Dengan perhitungan dan konversi satuan aktivitas data cacah sampel *gypsum* kode A-09G (tebal 9

mm) hasil produksi dari pabrik X (Gambar 3), maka diperoleh nilai aktivitas pada sisi atas (I) dan bawah (II) masing-masing sebesar 5,02 dan 5,22 Bq. Setelah dikoreksi terhadap cacah latar diperoleh aktivitas masing-masing sisi sampel A-09G sebesar 0,50 dan 0,70 Bq. Dengan cara yang sama diperoleh hasil aktivitas untuk sampel A-12G (tebal 12 mm dan diproduksi oleh pabrik yang sama) masing-masing sebesar 0,76 dan 1,02 Bq (Gambar 4). Dari data-data tersebut diketahui bahwa untuk jenis hasil produksi *gypsum* dari pabrik yang sama memiliki kesebandingan (berbanding lurus) antara aktivitas sampel terhadap tebalnya.





Gambar 4. Grafik kontinuitas akuisisi data cacahan sampel *gypsum* kode A-12C



Gambar 5. Grafik kontinuitas akuisisi data cacahan sampel *gypsum* kode B-12C

Dari Gambar 5 ditunjukkan bahwa hasil cacah sampel *gypsum* kode B-12C (hasil produksi Pabrik Y dengan tebal 12 mm) memiliki aktivitas pada sisi atas (I) dan bawah (II) masing-masing 0,14 dan 0,26 Bq. Nilai aktivitas sebesar ini berbeda jauh dibanding aktivitas cacah sampel hasil produksi dari pabrik

X yang memiliki aktivitas 337,07% lebih tinggi. Dengan demikian faktor yang mempengaruhi besarnya aktivitas radioaktif suatu sampel *gypsum* tidak hanya ketebalan saja, namun faktor proses pembuatan yang berasal dari pabrik *gypsum* juga memiliki pengaruh yang cukup besar dalam menentukan

timbulnya aktivitas radioaktif ini. Dari hal ini dapat diketahui bahwa kondisi, struktur bahan dan proses pembuatan gypsum dari masing-masing pabrik memiliki karakter yang berlainan.

Sesuai dengan perkiraan tingkat rendahnya aktivitas sampel yang diukur maka posisi canel *surveymeter Ludlum 3-98* di-*setting* pada rentang skala 0-5 kCpm, jarak detektor 1 cm dan nilai faktor pengali 0,1. Posisi tersebut merupakan posisi maksimal di mana aktivitas terendah dapat diukur aktivitasnya dengan baik.

#### IV. KESIMPULAN

Telah dilakukan penentuan aktivitas rendah pada beberapa tipe sampel *gypsum* hasil diproduksi oleh pabrik yang berlainan. Dari hasil pengukuran di lokasi dudukan sampel untuk 18 dan 24 titik diperoleh hasil rerata cacah latar masing-masing ( $4,52 \pm 0,14$ ) dan ( $4,52 \pm 0,14$ ) Bq. Dengan koreksi cacah latar diperoleh hasil cacah rerata pada sisi atas dan bawah dari sampel *gypsum* kode A-09G sebesar ( $0,50 \pm 0,22$ ) dan ( $0,70 \pm 0,12$ ) Bq, kode A-12G ( $0,76 \pm 0,22$ ) dan ( $1,02 \pm 0,26$ ) Bq dan B-12C ( $0,14 \pm 0,17$ ) dan ( $0,26 \pm 0,15$ ) Bq. Dari 2 data sampel pabrik X diketahui bahwa makin tebal bahan

*gypsum* aktivitasnya juga akan makin tinggi. *Gypsum* buatan pabrik X tersebut memiliki aktivitas lebih tinggi 337,07% dibanding pabrik Y.

#### DAFTAR PUSTAKA

1. NICHOLAS TSOULFANIDIS, Measurements Procedures, NCRP Report No.58, I edition, 1978.
2. INTERNATIONAL ORGANIZATION ON FOR STANDARDIZATION, Guide to The Expression of Uncertainty in Measurement, ISO, Geneva, 1992.

## PENGENDALIAN SERANGGA VEKTOR DI LAPANGAN DENGAN TEKNIK SERANGGA MANDUL

Siti Nurhayati

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi –BATAN

### ABSTRAK

**PENGENDALIAN SERANGGA VEKTOR DI LAPANGAN DENGAN TEKNIK SERANGGA MANDUL.** Teknik Serangga Mandul (TSM) adalah teknik pengendalian serangga dengan cara memandulkan serangga vektor menggunakan radiasi pengion. Prinsip dasar TSM sangat sederhana yaitu membunuh serangga dengan serangga itu sendiri (*autocidal technique*). Teknik ini meliputi iradiasi koloni serangga di laboratorium dengan sinar  $\gamma$ , n atau sinar-X, kemudian secara periodik dilepas di lapangan sehingga tingkat kebolehhadian perkawinan antara serangga mandul dan fertil menjadi makin besar dari generasi pertama ke generasi berikutnya yang berakibat makin menurunnya persentase fertilitas populasi serangga di lapangan yang secara teoritis pada generasi ke-4 persentase fertilitas mencapai titik terendah menjadi 0% atau dengan kata lain jumlah populasi pada generasi ke-5 nihil. Dalam hal ini inti sel telur atau inti sperma mengalami kerusakan sebagai akibat iradiasi sehingga terjadi mutasi gen. Mutasi *lethal* dominan tidak menghambat proses pembentukan gamet jantan maupun betina, dan zygot yang terjadi juga tidak dihambat namun embrio akan mengalami kematian. Model pengaruh pelepasan serangga vektor mandul pada populasi lapangan dengan rasio 9:1 terhadap serangga jantan alami secara berkelanjutan tiap - tiap generasi dan potensi reproduksi tiap ekor serangga betina induk menghasilkan 5 ekor serangga betina anaknya untuk setiap generasi berikutnya dapat menyebabkan penurunan populasi yang sangat nyata. Dari generasi induk sebanyak 1 juta ekor serangga betina diketahui populasi serangga pada generasi pertama, kedua, ketiga dan keempat berturut-turut menurun menjadi 26.316 ekor, 1.907 ekor, 10 ekor, dan 0 (nihil). Selanjutnya pengendalian secara terpadu TSM dan kimiawi (dengan insektisida) dapat menyebabkan penurunan populasi lapangan yang lebih efisien. Dari populasi generasi pertama sebanyak 1 juta ekor maka pada keturunan pertama, kedua dan yang ke tiga berturut-turut menjadi 2.632 ekor betina, 189 ekor betina dan 0 (nihil).

Kata kunci: serangga vektor, Teknik Serangga Mandul

### ABSTRACT

**CONTROL OF INSECT VECTOR IN THE FIELD WITH STERILE INSECT TECHNIQUE.** Sterile Insect Technique is an insect pest control technique that relatively new and potential insect control technique, invironment freely, effective, species specific, and compatible to other technique. The basic principle of sterile insect technique is very simple i.e.to kill insects with their own species (*autocidal technique*). This technique includes irradiation of insect colony in the laboratory using gamma, n, or X-rays and then release them in the field periodically in each generations to obtain the increase of sterility probality level to the decendence generations which cause decreasing the fertility level in the field, theoretically in the fourth generation the fertility approach to zero percentage, so in fifth generation the insects are fully eradicated. The factor is believed causing sterility is dominant lethal mutation. In this position the egg nucleus or the sperm nucleus is destructed by irradiation and it may cause gene mutation. Dominant lethal mutation does not inhibit the formation process of male gameet as well as the female, the zygote development is not affected by radiation but the embryo will die. The model of the effect release of sterile insects on the population with ratio 9 : 1 to indigenous continually every generations with assumption that the reproductive potential five fold in their progeny could decrease significantly the population level. From one million the number of female parentals, the respective offsprings for the second, third and fourth generations will be 26,316 ; 1,907 ;10 ; and 0 (zero). Then if the integrated control model deployed using chemical with Sterile Insect

Technique may cause the decrease of population drastically. From one million number of parental, the number of females population in the respective generation are 2,632; 189; and 0 (zero) in the first, second, and the third generation.

Key words : insect vector, sterile insect technique.

## I. PENDAHULUAN

Penyakit tular vektor di Indonesia seperti Demam Berdarah Dengue (DBD) dan Malaria merupakan penyakit yang banyak menyebabkan kematian dan masih menjadi masalah yang cukup sulit untuk dapat ditanggulangi. Untuk itu perlu dilakukan penanganan secara serius dengan pemberantasan vektor secara intensif. Seperti kita ketahui bersama hampir setiap tahun di musim penghujan terjadi KLB (Kejadian Luar Biasa) untuk penyakit DBD dan Malaria baik di Pulau Jawa maupun luar Pulau Jawa<sup>[1,2]</sup>.

Malaria disebabkan oleh infeksi *Plasmodium* dan DBD oleh virus *Dengue* masing-masing ditularkan melalui gigitan nyamuk *Anopheles* sp dan *Aedes aegypti* sebagai pembawa/vektor masing-masing penyakit tersebut. Program pemberantasan penyakit tersebut dilakukan dengan pengendalian vektornya. Salah satu metode pengendalian vektor yang selama ini dilakukan adalah menggunakan insektisida (secara kimiawi). Akan tetapi cara tersebut banyak menimbulkan

masalah seperti matinya hewan bukan sasaran dan timbulnya resistensi vektor. Menurut WHO (World Health Organization), upaya pengendalian vektor akan lebih efektif apabila dilakukan dengan beberapa metode secara terpadu<sup>[3,4]</sup>.

Teknik Serangga Mandul (TSM) merupakan alternatif pengendalian hama termasuk vektor penyakit yang potensial. Teknik ini relatif baru dan telah dilaporkan merupakan cara pengendalian vektor/ serangga yang ramah lingkungan, sangat efektif, spesies spesifik dan kompatibel dengan cara pengendalian lain. Prinsip dasar TSM sangat sederhana yaitu membunuh serangga dengan serangga itu sendiri (*autocidal technique*). Teknik ini meliputi iradiasi koloni serangga jantan di laboratorium dengan sinar  $\gamma$ , n, atau sinar-X, kemudian secara periodik dilepas di habitat vektor alami, sehingga tingkat keboleh-jadian perkawinan antara serangga jantan mandul dan fertil menjadi makin besar dari generasi pertama ke generasi berikutnya. Hal tersebut akan berakibat

makin menurunnya prosen fertilitas populasi serangga di habitatnya dan secara teoritis pada generasi ke-4 prosen fertilitas populasi mencapai titik terendah menjadi 0% (generasi ke-5 nihil)<sup>[5,6]</sup>.

Teknik nuklir merupakan salah satu teknik modern dan potensial dan telah mengalami perkembangan pesat di dalam berbagai bidang iptek, seperti kimia, biologi, pertanian kesehatan/kedokteran. dll. Teknik nuklir adalah teknik yang memanfaatkan radioisotop untuk memecahkan masalah litbang kesehatan karena memiliki sifat kimiawi dan sifat fisis yang sama dengan zat kimia biasa namun mempunyai kelebihan sifat fisis memancarkan sinar radioaktif<sup>[7]</sup>. Kelebihan sifat fisis sebagai pemancar sinar radioaktif telah dimanfaatkan untuk memecahkan masalah berbagai sektor litbang antara lain seperti sektor industri, pertanian, kedokteran/kesehatan, biologi, pertanian, dan lingkungan.

Faktor yang dianggap menyebabkan kemandulan pada serangga iradiasi ialah mutasi lethal dominan<sup>[8]</sup>. Dalam hal ini inti sel telur atau inti sperma mengalami kerusakan sebagai akibat iradiasi sehingga terjadi mutasi gen. Mutasi lethal dominan tidak menghambat proses pembentukan gamet jantan maupun betina, dan zygot

yang terjadi juga tidak dihambat namun embrio akan mengalami kematian. Prinsip dasar mekanisme kemandulan ini untuk selanjutnya dikembangkan sebagai dasar pengembangan teknik pengendalian serangga yang disebut Teknik Jantan Mandul yang dalam perkembangannya disebut Teknik Serangga Mandul. Tulisan ini bertujuan untuk memperkirakan berapa jumlah serangga mandul yang harus dilepas ke lapangan setelah diketahui jumlah populasi lapangan yang harus dikendalikan.

## II. PRINSIP DASAR TEKNIK SERANGGA MANDUL

Walaupun konsep TSM sangat sederhana namun dalam implementasinya tidak demikian sederhana karena meliputi banyak kegiatan penelitian yang meliputi biologi dasar, ekologi lapangan, estimasi jumlah serangga di lapangan untuk tiap-tiap musim. Selain itu efektivitas metoda sampling populasi sebelum selama dan setelah pengendalian dilakukan, orientasi dosis radiasi yang menyebabkan kemandulan, daya saing kawin serangga mandul, metoda *mass rearing* yang ekonomis, metodologi pelepasan serangga mandul, transportasi serangga jarak jauh, pemencaran dan perilaku

kawin serangga mandul di lapang dan organisasi pelaksana serta personalia di lapang. Ini semua adalah beberapa kegiatan riset yang penting sebelum dilakukan program pengendalian.

Konsep penggunaan serangga untuk pemberantasan atau pengendalian serangga vektor itu sendiri melalui sistem pelepasan serangga mandul berasal dari Knipling dalam Henneberry<sup>[9]</sup>. Teknik ini meliputi pemeliharaan massal serangga yang menjadi sasaran pengendalian, kemandulan yang terinduksi oleh ionisasi radiasi dan pelepasan jumlah serangga dalam jumlah yang cukup banyak untuk mendapatkan perbandingan yang tinggi antara serangga mandul yang dilepas dan populasi serangga alam. Perkawinan serangga sebagian besar terjadi antara serangga jantan mandul dengan serangga betina alam sehingga potensi penampilan reproduksi serangga alam berkurang secara proporsional.

Menurut La Chance syarat keberhasilan penggunaan TSM sebagai berikut

1. Kemampuan pemeliharaan serangga secara massal dengan biaya murah.
2. Serangga sebagai target pengendalian harus dapat menyebar ke dalam populasi alam sehingga dapat kawin dengan serangga betina fertil dan dapat bersaing dengan serangga jantan alami.
3. Irradiasi harus tidak menimbulkan pengaruh negatif terhadap perilaku kawin dan umur serangga jantan.
4. Serangga betina kawin satu kali, bila serangga betina kawin lebih dari satu kali maka produksi sperma jantan iradiasi harus sama dengan produksi sperma jantan alam.
5. Serangga yang akan dikendalikan harus dalam populasi rendah atau harus dikendalikan dengan teknik lain agar cukup rendah sehingga cukup ekonomis untuk dikendalikan dengan TSM.
6. Biaya pengendalian dengan TSM harus lebih rendah dibandingkan dengan teknik konvensional.
7. Perlu justifikasi yang kuat untuk penerapan biaya yang lebih tinggi dibandingkan dengan teknik konvensional apabila dengan TSM diperoleh keuntungan untuk perlindungan kesehatan dan lingkungan.
8. Serangga mandul yang dilepas harus tidak menyebabkan kerusakan pada tanaman, ternak atau menimbulkan penyakit pada manusia.

### III. PENGENDALIAN SERANGGA VEKTOR DI LAPANGAN DENGAN TEKNIK SERANGGA MANDUL

Pendekatan pengendalian serangga yang sering dilakukan pada waktu ini ialah pendekatan pengendalian pada lahan yang terbatas/sempit yaitu area per area atau *field by field* sedangkan serangga vektor tidak mengenal batas wilayah sehingga yang sering terjadi ialah serangga vector datang menyerang secara tiba-tiba dalam jumlah yang banyak karena terjadi reinvestasi atau migrasi dari daerah yang lain. Strategi pendekatan pengendalian yang lebih baik ialah pendekatan pengendalian serangga pada daerah yang luas (*area wide control*), pendekatan pengendalian ini lebih efektif dan efisien karena sasaran pengendalian adalah terpusat pada perkembangan total populasi pada daerah yang luas tersebut. TSM sangat efektif, efisien dan kompatibel untuk diterapkan pada strategi pendekatan pengendalian vektor pada daerah yang luas karena sasaran TSM sama yaitu pengendalian total populasi serangga vektor pada daerah yang luas<sup>[10]</sup>.

Serangga tidak mengenal batas wilayah atau batas kepemilikan maka Teknik Serangga Mandul sangat cocok untuk konsep pengendalian pada daerah

yang luas (*area-wide*). Teknik Serangga Mandul kompatibel dengan semua teknik pengendalian yang lain termasuk pengendalian dengan insektisida yaitu pada saat populasi tinggi perlu diturunkan dengan penyemprotan insektisida dan berikutnya baru digunakan TSM, karena TSM lebih efektif dan efisien untuk pengendalian populasi serangga hama yang relatif rendah. Dengan semakin majunya perkembangan ilmu pengetahuan dan teknologi maka alternatif teknik pengendalian yang lain menunjukkan potensi untuk dapat diterapkan sehingga terminologi seperti pengendalian serangga vektor secara terpadu (*integrated pest control*), pengelolaan serangga terpadu (*integrated pest management*), pengendalian secara kimiawi dan biologi mulai timbul yang secara konseptual prinsip dasarnya melekat sesuai terminologi tersebut. Prinsip dasar TSM adalah serangga dapat dengan mudah diproduksi secara massal, dapat dimandulkan, mampu berdaya saing kawin dan lokasinya terisolir<sup>[11]</sup>.

Menurut Knipling ada 2 macam metode TSM yaitu :

1. Metode yang meliputi pembiakan massal di laboratorium, pemandulan serangga dan pelepasan serangga mandul ke lapangan.
2. Metode pemandulan langsung terhadap serangga lapangan.

Metoda pertama yaitu menerangkan jika ke dalam suatu populasi serangga dilepaskan serangga mandul, maka kemampuan populasi tersebut untuk berkembang biak akan menurun sesuai dengan perbandingan antara serangga mandul yang dilepaskan dan populasi serangga di lapangan. Apabila perbandingan antara serangga jantan mandul dengan serangga jantan normal yang ada di lapangan 1 : 1, maka kemampuan berkembang biak populasi tersebut akan menurun sebesar 50%. Jika perbandingan tersebut adalah 9 : 1, maka kemampuan populasi tersebut untuk berkembang biak akan menurun sebesar 90% dan seterusnya.

Metoda kedua, yaitu metoda tanpa pelepasan serangga yang dimandulkan. Metode ini dilaksanakan dengan prinsip pemandulan langsung terhadap serangga lapangan yang dapat dilakukan dengan menggunakan kemosterilan baik pada jantan maupun betina. Dengan metode kedua ini akan diperoleh dua macam pengaruh terhadap kemampuan berkembang biak populasi. Kedua pengaruh tersebut adalah mandulnya sebagian serangga lapangan sebagai akibat langsung dari kemosterilan dan dari serangga yang telah menjadi mandul terhadap serangga sisanya yang masih fertil. Namun demikian khemosterilan merupakan senyawa kimia yang bersifat mutagenik dan karsinogenik pada hewan maupun manusia sehingga teknologi ini tidak

direkomendasikan untuk pengendalian hama.

Teknik pengendalian dengan cara membunuh serangga dengan jenis serangga yang sama (*autocidal technique*). Dengan melepas serangga mandul dalam jumlah perbandingan (9 serangga mandul : 1 serangga normal di alam) secara kontinyu mulai pada generasi pertama sampai dengan pada generasi ke lima sehingga menjadi nol (0), karena terjadi penurunan fertilitas populasi serangga di alam mulai generasi I sampai ke generasi ke IV, dan pada generasi ke IV fertilitas menjadi 0 %.

Tabel 1.

Kenaikan populasi serangga dengan asumsi potensi reproduksi tiap ekor serangga betina induk menghasilkan 5 ekor serangga betina anaknya untuk setiap generasi berikutnya.

Generasi	Jumlah betina per unit area
Parental	1.000.000
F1	5.000.000
F2	25.000.000
F3	125.000.000

Dari Tabel di atas dapat dilihat model kecenderungan populasi alami dengan asumsi potensi kenaikan reproduksi 5 kali maka berturut-turut bila jumlah serangga generasi pertama 1 juta maka generasi ke 2, 3 dan ke 4 makin naik merupakan kelipatan 5 menjadi lima juta, duapuluh lima juta dan seratus



duapuluh lima juta ekor serangga. Selanjutnya bila dilakukan pengendalian secara konvensional dengan insektisida (Tabel 2) dengan asumsi reduksi populasi sebesar 90 %, maka bila populasi awal sebesar 1000.000 ekor maka populasi pada generasi ke 4 masih cukup tinggi yaitu 62.000 ekor.

Tabel 2.

Penurunan populasi serangga dengan pengendalian 90 % reduksi populasi dan potensi reproduksi tiap ekor serangga betina induk menghasilkan 5 ekor serangga betina anaknya untuk setiap generasi berikutnya.

Generasi	Jumlah betina per unit area
Parental	1.000.000
F1	500.000
F2	250.000
F3	125.000
F4	62.000

Model pengaruh pinglepasan serangga mandul pada populasi serangga (Tabel 3) dengan rasio 9:1 terhadap serangga jantan alami secara berkelanjutan tiap-tiap generasi dan potensi reproduksi tiap ekor serangga betina induk menghasilkan 5 ekor serangga betina anaknya untuk setiap generasi berikutnya dapat menyebabkan penurunan populasi yang sangat nyata. Dari generasi induk sebanyak 1 juta ekor serangga betina maka pada generasi

keturunan ke pertama ,kedua, ketiga dan yang keempat populasi serangga berturut-turut menurun menjadi 26.316 ekor, 1.907 ekor, 10 ekor , dan 0 (nihil).

Selanjutnya model pengaruh pengendalian secara terpadu dengan teknik kimiawi dengan penyemprotan insektisida dengan asumsi daya bunuh insektisida 90 % dan teknik jantan mandul (Tabel 4) dapat menyebabkan penurunan populasi lebih efisien lagi. Berturut-turut dari populasi generasi pertama sebanyak 1 juta ekor maka pada keturunan pertama, kedua dan yang ke tiga menjadi 2.632 ekor betina, 189 ekor betina dan 0 (nihil).

Table 3.

Penurunan populasi serangga dengan pelepasan serangga jantan mandul dengan rasio 9:1 terhadap serangga jantan alami secara berkelanjutan tiap - tiap generasi dan potensi reproduksi tiap ekor serangga betina induk menghasilkan 5 ekor serangga betina anaknya untuk setiap generasi berikutnya.

Generasi	Jumlah serangga betina	Jumlah serangga jantan mandul	Rasio jumlah serangga jantan mandul dan jantan alami	Jumlah serangga betina yang dapat melakukan reproduksi
Parental	1.000.000	9.000.000	9 : 1	100.000
F1	500.000	9.000.000	18 : 1	26.316
F2	13.580	9.000.000	68 : 1	1.907
F3	9.535	9.000.000	942 : 1	10
F4	50	9.000.000	180.000 : 1	0

Table 4.

Penurunan populasi serangga dengan perlakuan pada generasi pertama dikendalikan dengan insektisida yang berkapasitas membunuh 90 % kemudian tiap generasi berikutnya dilakukan pelepasan serangga mandul dengan rasio 9:1 terhadap serangga alami.

Generasi	Perkembangan populasi secara normal	Populasi asli yang telah direduksi 90% oleh insektisida	Jumlah serangga betina yang tersisa	Jumlah serangga jantan yang dilepas	Jumlah serangga betina yang dihasilkan
Parental	1.000.000	100.000	100.000	900.000	10.000
F1	5.000.000	-	50.000	900.000	2.632
F2	25.00.00	-	13.160	900.000	189
F3	125.000.000	-	945	900.000	0

Pengelolaan serangga secara terpadu (*integrated pest management*) adalah pemilihan, integrasi dan implementasi teknik pengendalian serangga/vektor agar supaya secara ekonomis, ekologis, sosiologis menguntungkan <sup>[10, 11]</sup>. TSM sangat baik untuk diintegrasikan dan kompatibel dengan

teknik pengendalian secara biologis pada daerah yang luas.

## V. KESIMPULAN

Prinsip dasar TSM sangat sederhana yaitu membunuh serangga dengan serangga itu sendiri (*autocidal technique*). Teknik ini meliputi iradiasi koloni serangga di laboratorium dengan

sinar  $\gamma$ , n atau sinar-X, kemudian secara periodik dilepas di lapangan sehingga tingkat kebolehjadian perkawinan antara serangga mandul dan serangga fertil menjadi makin besar dari generasi pertama ke generasi berikutnya yang berakibat makin menurunnya persentase fertilitas populasi serangga di lapangan yang secara teoritis pada generasi ke-4 persentase fertilitas mencapai titik terendah menjadi 0% atau dengan kata lain jumlah populasi serangga pada generasi ke-5 nihil, dengan rasio 9:1.

Pengaruh pengendalian secara terpadu dengan TSM dan insektisida dapat menyebabkan penurunan populasi pada daerah yang luas lebih efisien. Berturut-turut dari populasi generasi pertama sebanyak 1 juta ekor maka pada keturunan pertama, ke-2 dan yang ke-3 menjadi 2.632 ekor betina, 189 ekor betina dan 0 (nihil).

#### DAFTAR PUSTAKA

1. DEPARTEMEN KESEHATAN REPUBLIK INDONESIA. Petunjuk Pemberantasan Nyamuk Penular Penyakit Demam Berdarah Dengue, Dirjen PPM dan PLP, 1992.
2. Pedoman Survei Entomologi Malaria. DEPKES-RI. Ditjen Pemberantasan Penyakit menular dan Penyehatan Lingkungan (Dit.Jen.PPM&PL), 2001.
3. WHO, Prevention and Control of Dengue Haemorrhagic Fever, WHO Regional Publication. SEARO, No. 29, 2003.
4. MOLINEAUX L. The Epidemiology of Human Malaria as an explanation of its distribution, including some implications for its control. In: Wernsdorfer WH and Mc Gregor IA (eds), Principles and Practice of Malariology. Edinburgh: Churchill Livingstone, 1988 (II) : 913- 989.
5. KNIPLING, E.F., Possibilities of Insect Control or Erredication Through the Use of Sexuality Sterile, J. Econ. Entomol. 48, 459-462, 1955.
6. LANNUNZIATA, M. F., and LEGG, J.O. 1980. *Isotopes and Radiation in Agricultural Sciences*, Vol.I Soil - Plant - Water Relationships, Academic Press, London, Orlando, San Diego, San Francisco, New York, Toronto, Montreal, Sydney, Tokyo, Sao Paulo, 1980.
7. BROWN, J.K. *Radiation Biology, Radioisotope Course for Graduates*, Australian School of Nuclear Technology Lucas Height, 1973.
8. LA CHANCE, L.E. Genetics and Genetic Manipulation Tech-niques, *proc. Of FAO/IAEA Training Course on the Use of Radioisotopes and Radiation in Entomology, univ. of florida*, 97 – 99, 1979.
9. HENNEBERRY, T.J. Developments in Sterile Insect Release Research for the Control of Insect Populations, *Proc. of FAO/IAEA Training Course on the Use of Radioisotopes and Radiation in Entomology, Univ. of Florida*, 213 – 223, 1979.

10. PROVERBS, M.D. Induced Sterilization and Control of Insects, *Annu. Rev. Entomol.* (17), P- 81 -102, 1968.
  11. KLASSEN, W., Strategies for Managing Pest Problems, Proc. of FAO/IAEA Training Course on the Use of Radioisotopes and Radiation in Entomology, Univ. of Florida P- 248 – 283, 1977.
  12. HENDRICHS J, EYSEN M.J.B., ENKERLIN W.R., and CAYOL J.P. Strategic Options Using Sterile Insects for Area – Wide Integrated Pest Management, *In* V.A. Dyck, J. Hendrichs and A. S., Robinson (eds.), *Sterile Insect Technique Principles and Practice in Area-Wide Integrated Pest Management*, Springer, P.O.Box 17,3300 AADordrecht, The Netherland, pp.564-567, 2005.
2. Belum, tapi sudah dilakukan kerjasama dengan Depkes dalam penelitian dan pengembangan.
  3. Belum, tapi sudah direncanakan pada tahun 2008-2009, tempatnya di Kepulauan Seribu.
  4. Belum, tapi teknik ini tergolong murah.

**2. Penanya : Viria AS.  
(PTKMR - BATAN)**

**Pertanyaan :**

1. Apakah TSM pada nyamuk vektor akan benar-benar bisa menyetop perkembangan penyakit DBD dan malaria di Indonesia yang semakin meresahkan?

**Jawaban : Siti Nurhayati  
(PTKMR – BATAN)**

1. Mudah-mudahan, kita harapkan demikian, karena pengendalian vektor dengan insektisida sudah sangat membahayakan karena timbulnya resistensi silang terhadap suatu pestisida, sehingga nyamuk vektor semakin sulit dikendalikan.

**Tanya Jawab :**

**1. Penanya : Diam Keliat  
(PRR - BATAN)**

**Pertanyaan :**

1. Untuk TSM serangganya nyamuk?
2. Apakah sudah ada kerja sama dengan swasta sebagai mitra pengguna ?
3. Apakah sudah pernah dilakukan uji fungsi di lapangan, dimana ?
4. Apakah sudah pernah dihitung tekno ekonominya?

**Jawaban : Siti Nurhayati  
(PTKMR – BATAN)**

1. Ya, serangga yang dimandulkan nyamuk, sebagai vektor penyakit DBD dan malaria.

## **TOKSISITAS DEKONTAMINAN PRUSSIAN BLUE PADA HEMOPOITIK KERA EKOR PANJANG (*Macaca fascicularis*)**

Tur Rahardjo

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi - BATAN

### **ABSTRAK**

**TOKSISITAS DEKONTAMINAN PRUSSIAN BLUE PADA HEMOPOITIK KERA EKOR PANJANG *Macaca fascicularis*.** Dekontaminan prussian blue (PB) adalah senjawa kompleks antara besi dengan sianida yang pada kadar tertentu dalam tubuh dapat menimbulkan efek keracunan. Akibat keracunan akan menyebabkan anemia, penyakit hati, kerusakan ginjal dan gangguan sistem hemopoitik. Oleh karena itu pengukuran hematologi darah kera ekor panjang dilakukan untuk menguji toksisitas akibat pemberian dekontaminan Prussian Blue (PB) secara oral dengan dosis 3600, 4000, 4500 mg/ekor. Tujuan penelitian ini untuk mengetahui konsentrasi dekontaminan yang paling optimum dalam menekan kandungan radionuklida dalam tubuh kera ekor panjang dengan jalan memperbesar ekskresinya dan menggunakan dosis dekontaminan yang paling besar tanpa efek toksik dengan cara pengamatan hematologi darah meliputi lekosit, limposit, monosit, granulosit, hemoglobin, eritrosit, trombosit, dan hematokrit. Tujuan penelitian ini untuk memperoleh konsentrasi dekontaminan yang paling optimum dalam menekan kandungan radionuklida dalam tubuh kera ekor panjang dengan jalan memperbesar ekskresinya dan menggunakan dosis dekontaminan yang paling besar tanpa efek toksik. Hasil pengamatan menunjukkan bahwa pemberian dekontaminan PB tidak mempengaruhi kadar hemoglobin, jumlah eritrosit, hematokrit, trombosit, lekosit, limposit, monosit dan granulosit sampai hari ke 35 pasca pemberian dekontaminan PB, tetapi sedikit lebih rendah dari kontrol pada hari ke 7 dan kembali meningkat dalam waktu 35 hari pasca pemberian dekontaminan PB. Dosis PB 4500 mg/ekor bila dilihat dari sistem hematologi belum bersifat toksik pada kera ekor panjang.

Kata kunci : Dekontaminan, Toksisitas, hematologi, trombositopenia.

### **ABSTRACT**

**TOXICITY OF PRUSSIAN BLUE AS A DECONTAMINANT TO HEMOPOITIK THE LONG TAIL MONKEY (*Macaca fascicularis*).** Measurements of blood hematology of long tail monkey as test of toxicities due to decontaminant Prussian blue had been conducted. Prussian blue was given by oral treatment to the monkey with various doses namely: 3600, 4000, 4500 mg /tail. Prussian blue is a complex chemical compound of Ferro / Ferry Cyanide as decontaminant where if a small amount of Prussian blue goes into the body (intake), it can be poisoned. Effect of this poisoned, the body will suffer and get anemia, liver disease, and kidneys damage and hemopoitic. The observation of blood hematology includes; red corpuscle, phagocyte, hematocrite, hemoglobin, thrombosis, leukocyte, monocyte and granulocyte. The result of observations indicated that giving of decontaminant Prussian blue into the body of monkey were not significant to the amount of hemoglobin, erythrocyte, hematocrite, thrombosis, leukocyte, lymphocyte, monocyte and granulocyte until the day of 35<sup>th</sup> but amount of cell in blood a little bit lower than control and still in normal level. Giving Prussian blue only influenced to the hematology of monkey and temporary. The change would happen at the day of 7<sup>th</sup>, and back to normal level after 35 days. In hematology system, the doses of Prussian blue which given to the monkey until 4500 mg /tail of heavy weight, was un-toxicity.

Key words: PB decontaminant, Toxicities, hematology and thrombocytopenia.

## **I. PENDAHULUAN**

Aplikasi teknologi nuklir untuk tujuan damai secara intensif dikembangkan di Indonesia dengan tujuan memberikan kontribusi nyata kepada pemerintah untuk kesejahteraan hidup masyarakat. Aplikasi teknologi nuklir saat ini dan masa mendatang akan dikembangkan meliputi gambaran aplikasi yang sangat luas, yaitu aplikasi nuklir di bidang pertanian, pertambangan, kesehatan sampai dengan aplikasi bidang energi. Dengan semakin luasnya penggunaan tenaga nuklir, dampak dari proses fisika di dalam inti memungkinkan terlepasnya radionuklida kelingkungan hidup maupun pekerja dan anggota masyarakat yang akhirnya masuk ke dalam tubuh manusia. Pemanfaatan berbagai sumber radiasi harus dilakukan secara cermat dan harus mematuhi ketentuan keselamatan kerja dalam penggunaan sumber radiasi, untuk menghindari terjadinya pajanan radiasi yang tidak diinginkan

Telah diketahui bahwa ionisasi pada sel-sel di dalam tubuh manusia dapat menimbulkan gangguan kesehatan yang jenis dan tingkat keparahannya sangat tergantung dari intensitas ionisasi yang terjadi. Sementara intensitas ionisasi itu sendiri tergantung dari intensitas radiasi spesifik yang dipancarkan oleh

keberadaan fisika bahan kontaminan. Sifat-sifat fisika kontaminan yang dimaksud adalah jenis zat radioaktif. Kontaminasi dapat terjadi secara eksterna (radionuklida berada di luar tubuh) maupun interna (radionuklida masuk ke dalam tubuh dan bereaksi dengan sistem biologik) dengan bahaya dan efek yang ditimbulkan beraneka ragam, pajanan radiasi yang cukup tinggi pada tubuh akan menimbulkan sindroma radiasi akut (Acute Radiation Syndrome) yang dapat menyebabkan kematian dalam waktu singkat. Kematian terjadi sebagai akibat kerusakan dan kematian sel dalam jumlah yang banyak dari organ dan sistem tubuh yang vital

Pada kasus kecelakaan radiasi penanganan medis terhadap kerusakan/luka yang mengancam jiwa individu terpajan harus diprioritaskan dan diikuti dengan prosedur dekontaminasi yang sesuai. Pada kasus kecelakaan nuklir kontaminasi pada tubuh manusia dapat terjadi secara eksterna maupun interna dengan bahaya dan efek yang ditimbulkan beraneka ragam. Kontaminasi interna menjadi masalah efek tertunda apabila pajanan kontaminasi relatif lama. Apabila bahan radionuklida masuk ke dalam tubuh, sel dan jaringan tubuh merupakan obyek pajanan langsung radiasi pengion yang

dipancarkan<sup>[1]</sup>. Pada kasus kedaruratan nuklir atau kecelakaan kontaminan zat radioaktif hasil fisi salah satunya adalah Cs-137 di dalam tubuh manusia mempunyai toksisitas yang cukup tinggi dan diserap oleh seluruh organ tubuh khususnya ginjal, otot, hati, paru, jantung dan limpa<sup>[2]</sup>. Disamping itu kontaminan zat radioaktif hasil fisi mempunyai sifat menyerupai kalium sehingga mudah diserap oleh tumbuh-tumbuhan dan hewan dalam siklus rantai makanan manusia. Hasil penelitian menunjukkan bahwa fraksi serapan rerata subyek yang menelan cesium klorida (Cs-137) adalah sebesar 0,99. Selain itu Cs-137 termasuk radionuklida yang mudah larut dan segera diserap oleh saluran cerna serta terdistribusi merata di seluruh tubuh<sup>[3]</sup>. Prosedur utama dalam penanganan kontaminasi interna pada tubuh manusia adalah penanganan keadaan ini segera dengan melakukan tindakan dekontaminasi yang sesuai dan tepat untuk memperkecil efek biologik yang akan timbul.

Prussian blue,  $\text{Fe}[\text{Fe}_9\text{CN}_6]_3$  (PB) mempunyai sifat katali atau tidak diserap oleh saluran cerna adalah bahan yang dapat membantu mengeluarkan bahan radioaktif tertentu dan non radioaktif tholium (bahan dasar dalam racun tikus) dari dalam tubuh manusia yang terkena

kontaminasi secara interna. PB sangat efektif digunakan untuk menangani pasien yang terkontaminasi Cs-137 pada saat insiden Goiania, Brazil tahun 1987. Penggunaan PB secara oral dapat menangkap Cesium dalam lambung, mengganggu reabsorpsinya dari gastrointestinal dan meningkatkan ekskresi. Menurut Voel<sup>[4]</sup> PB dapat meningkatkan ekskresi Cs-137 dari tubuh dengan cara pertukaran ion ketika diberi PB 1 gr secara oral 3 kali sehari selama 2-3 minggu untuk dapat mereduksi waktu paro biologis Cs-137 sampai sepertiga dari nilai normal. Menurut Stather pemberian PB 10 gr/l dalam air minum dapat mengurangi deposit Cs-137 dari tubuh tikus putih sebesar 34%. Sedangkan pada manusia pemberian PB selama 7 hari dapat mengekskresi Cs-137 sekitar 97% dan tanpa perlakuan PB hanya dapat mengekskresi Cs-137 sekitar 16%. PB mempunyai fungsi mengikat Cs-137 dalam lumen saluran pencernaan dan membentuk senyawa stabil untuk menghentikan distribusi Cs-137 dan mengeluarkan Cs-137 dari dalam tubuh dalam bentuk feses<sup>[5,6]</sup>.

Unsur kimia asing tertentu bila masuk dalam tubuh manusia dapat menimbulkan efek keracunan/ toksik. Oleh karena itu rekomendasi penggunaan zat kimia tertentu sebagai dekontaminan

perlu diuji tingkat toksisitas zat tersebut pada berbagai variasi kadar. Tingkat toksisitas dipantau dengan uji hematologi [7]. Keamanan PB pada tubuh manusia sebagai dekontaminan belum sepenuhnya dievaluasi meskipun beberapa percobaan toksikologi sudah dicoba terhadap hewan percobaan. Sebelum PB diberikan ke manusia beragam data toksikologi untuk mengevaluasi keamanan harus dipatuhi. Pertimbangan umum bahwa PB itu dipercaya sebagai dekontaminan untuk kasus pasien yang terkontaminasi Cs-137 masih perlu dilakukan uji dalam rangka mengurangi terjadinya risiko yang tidak diinginkan. Pemeriksaan hematologi dapat dipakai sebagai parameter untuk mengetahui adanya efek biologi akibat toksik yang dapat menyebabkan terjadinya anemia untuk kerusakan fungsi hati dan ginjal. Agar hasil kajian data dari kegiatan litbang dekontaminasi ini bermanfaat pada manusia, maka idealnya dilakukan dengan obyek pengamatan pada manusia. Namun demikian hal ini tak mungkin dilakukan. Oleh karena itu harus dilakukan dengan obyek hewan yang sangat dekat dengan karakter manusia seperti *Macaca fascicularis* yang diharapkan dapat memberikan informasi dan dapat diekstrapolasikan kepada manusia. Data yang diperoleh akan

dikembangkan sebagai prosedur baku dekontaminasi zat radioaktif

Tujuan penelitian ini untuk mengetahui konsentrasi dekontaminan yang paling optimum dalam menekan kandungan radionuklida dalam tubuh kera ekor panjang dengan jalan memperbesar ekskresinya dan menggunakan dosis dekontaminan yang paling besar tanpa efek toksik dengan cara pengamatan hematologi darah yang meliputi sel darah merah, sel darah putih, hematokrit, hemoglobin, trombosit, leukosit, monosit dan granulosit

## II. TATA KERJA

### Obyek penelitian

Sebanyak 12 kera ekor panjang *Macaca fascicularis* jantan berumur sekitar 3 tahun dengan berat tubuh  $\pm 5,7$  kg yang diperoleh dari Bagian Primata IPB – Bogor dibagi dalam 3 kelompok pemberian PB yaitu dosis 3600, 4000 dan 4500 mg/ekor. Masing-masing kelompok terdiri dari 3 ekor yang akan diberi perlakuan dan 3 ekor sebagai kontrol. Kemudian kera tersebut di pelihara di kandang hewan milik Laboratorium Biomedika selama 7 hari dengan diberi makan pelet, pisang dan dipantau kesehatannya oleh dokter hewan.



### **Perlakuan.**

Pada ketiga kelompok pemberian PB dosis 3600, 4000 dan 4500 mg/masing-masing kera dibius dengan menggunakan obat bius ketalar sebanyak 0,1cc/kg secara intramuskuler. Setelah pingsan darah kera diambil melalui vena paha sebanyak 2 cc untuk dilakukan pengamatan hematologi darah yang meliputi sel darah merah, sel darah putih, hematokrit, hemoglobin, trombosit, lekosit, monosit dan granulosit.

### **Pemberian Dekontaminan PB**

Kelompok pemberian PB dosis 3600, 4000, dan 4500mg/ekor diberikan secara oral selama 3 hari berturut. Penentuan konsentrasi tak toksik dekontaminan dilakukan dengan pengambilan darah dengan cara membius kera menggunakan ketalar sebanyak 0,1 cc/kg. Dari setiap ekor kera diambil sebanyak 2 cc darah kemudian ditambahkan anti koagulan EDTA 0,01cc yang digunakan untuk mengamati hematologi darah seperti hemoglobin, sel darah merah, hematokrit, trombosit, sel darah putih, limposit, monosit dan granulosit pada hari-hari ke 0,1, 2, 3, 7, 14, 21, 28, 35 pasca pemberian dekontaminan PB.

### **III. HASIL DAN PEMBAHASAN**

Data jumlah hematologi (hemoglobin, eritrosit, trombosit, dan hematokrit) darah kera ekor panjang selama 35 hari pasca pemberian PB yang diamati dalam penelitian ini ditampilkan pada Tabel 1 dibawah ini.

Hasil pengukuran kadar hemoglobin *Macaca fascicularis* (kera ekor panjang) yang kelompok pasca pemberian PB pada hari pertama sampai hari ke-35 bila dibandingkan dengan kontrol tidak mengalami penurunan yang berarti tetapi bila dibandingkan dengan kontrol pada hari ke-7 mengalami penurunan 27% untuk dosis 3600, 29% untuk dosis 4000, dan 32% untuk dosis 4500 kemudian berangsur-angsur meningkat kembali pada hari ke-21 sampai hari ke-35 pasca pemberian dekontaminan PB disajikan pada Gambar 1, Hasil ini memperlihatkan sebuah hasil rerata dari pengamatan hemoglobin darah selama hari 1 sampai dengan hari ke-35 hari setelah pemberian PB dosis 3600, 4000, dan 4500 mg/ekor mengalami peningkatan sebesar 7% untuk dosis 3600, 13% untuk dosis 4000, dan 15% untuk dosis 4500. Pada ketiga pemberian PB. Penurunan hemoglobin darah mencapai 9,37 gr/dl (27%) terutama untuk dosis 4500 mg/ekor dan pada hari ke-21 pasca pemberian PB berangsur-

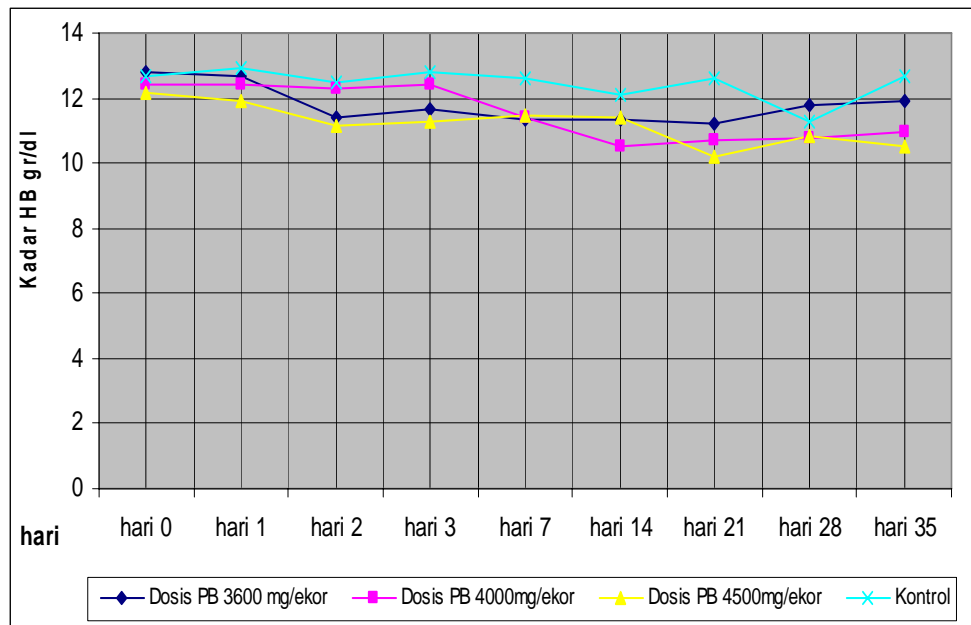
angsur mengalami peningkatan dari 10,2 gr/dl menjadi 11,2 gr/dl (15 %) pada hari ke-28 dan ke-35 pasca pemberian PB. Penurunan kadar hemoglobin biasanya disertai oleh penurunan jumlah sel darah merah, *packed cell volume* (PCV), *mean cell haemoglobin* (MCH), *mean cell haemoglobin concentration* (MCHC) dan juga disertai penurunan persentase

hematokrit dan penurunan jumlah trombosit. Penurunan kadar hemoglobin (9,47g/dl) pada hari ke-7 pasca pemberian PB disebabkan oleh pengaruh penurunan jumlah volume darah, nafsu makan, minum berkurang dan stres. Jadi pengaruh ini bukan disebabkan oleh anemia akibat toksisitas pemberian PB.

Tabel 1.

Rerata hasil pemeriksaan hematologi (hemoglobin, Eritrosit, Trombosit, dan Hematokrit) selama 35 hari pasca pemberian Prussian Blue (PB) pada berbagai dosis.

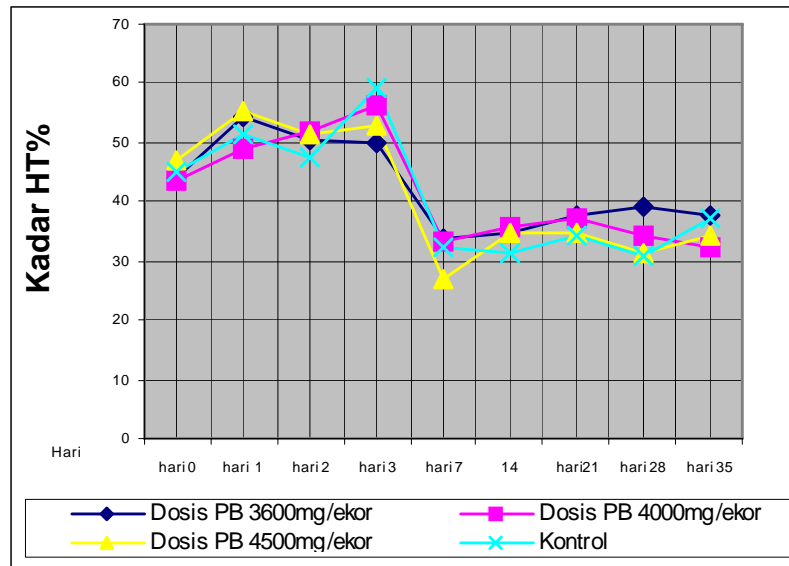
Dosis PB	Hari ke	Hemoglobin (gr/dl)	Eritrosit ( $\times 10^6/\text{mm}^3$ )	Trombosit ( $\times 10^3/\text{mm}^3$ )	Hematokrit ((x/%)
Kontrol	0	12,77 $\pm$ 2,007	704 $\pm$ 105	156 $\pm$ 28	44,6 $\pm$ 7,55
Dosis 3600mg/ekor	1	12,70 $\pm$ 1,814	852 $\pm$ 64	149 $\pm$ 6,806	54,3 $\pm$ 5,12
	2	12,40 $\pm$ 1,985	874 $\pm$ 56	125 $\pm$ 22,94	50,1 $\pm$ 9,69
	3	12,63 $\pm$ 3,116	798 $\pm$ 140	158 $\pm$ 51	49,2 $\pm$ 10,42
	7	11,37 $\pm$ 0,953	538 $\pm$ 27	236 $\pm$ 114	33,9 $\pm$ 2,9
	14	11,50 $\pm$ 0,1	514 $\pm$ 66	260 $\pm$ 29	34,8 $\pm$ 2,6
	21	11,23 $\pm$ 0,745	588 $\pm$ 35	255 $\pm$ 32	37,3 $\pm$ 2,55
	28	10,10 $\pm$ 2,119	549 $\pm$ 94	250 $\pm$ 45	39,6 $\pm$ 1,38
35	11,50 $\pm$ 1,975	526 $\pm$ 70	254 $\pm$ 27	37,5 $\pm$ 2,60	
Kontrol	0	12,43 $\pm$ 2,1	736 $\pm$ 129	243 $\pm$ 94	43,7 $\pm$ 8,40
Dosis 4000mg/ekor	1	12,40 $\pm$ 0,745	561 $\pm$ 391	197 $\pm$ 37	49,8 $\pm$ 4,08
	2	12,30 $\pm$ 0,790	858 $\pm$ 31	201 $\pm$ 57	52,5 $\pm$ 1,09
	3	12,40 $\pm$ 1,342	939 $\pm$ 62	130 $\pm$ 44	56,4 $\pm$ 0,98
	7	11,43 $\pm$ 0,500	552 $\pm$ 91	306 $\pm$ 67	33,7 $\pm$ 4,08
	14	10,33 $\pm$ 0,585	601 $\pm$ 84	316 $\pm$ 52	35,9 $\pm$ 4,54
	21	9,83 $\pm$ 0,857	605 $\pm$ 66	356 $\pm$ 110	37,7 $\pm$ 2,41
	28	10,73 $\pm$ 1,167	554 $\pm$ 16	303 $\pm$ 31	34,6 $\pm$ 1,60
	35	10,70 $\pm$ 2,040	608 $\pm$ 37	287 $\pm$ 28	32,8 $\pm$ 5,60
Kontrol	0	12,17 $\pm$ 0,665	711 $\pm$ 247	177 $\pm$ 85	47,9 $\pm$ 7,86
Dosis 4500mg/ekor	1	12,90 $\pm$ 2,938	912 $\pm$ 107	143 $\pm$ 37	55,7 $\pm$ 6,40
	2	11,87 $\pm$ 0,962	846 $\pm$ 147	147 $\pm$ 57	51,5 $\pm$ 10,98
	3	12,30 $\pm$ 0,407	833 $\pm$ 66	158 $\pm$ 44	52,6 $\pm$ 5,23
	7	11,47 $\pm$ 0,614	426 $\pm$ 132	268 $\pm$ 67	26,8 $\pm$ 8,90
	14	11,43 $\pm$ 0,800	551 $\pm$ 58	358 $\pm$ 52	34,8 $\pm$ 4,01
	21	9,37 $\pm$ 1,006	566 $\pm$ 38	326 $\pm$ 110	34,6 $\pm$ 3,18
	28	10,23 $\pm$ 1,101	512 $\pm$ 27	216 $\pm$ 31	31,5 $\pm$ 1,01
	35	10,53 $\pm$ 2,946	588 $\pm$ 31	229 $\pm$ 28	34,1 $\pm$ 3,15



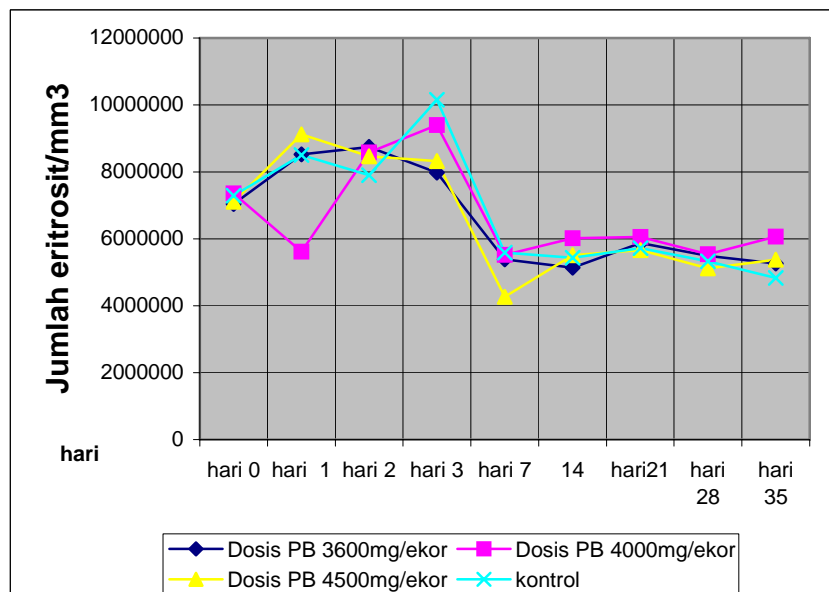
Gambar 1. Hasil rerata hemoglobin (gr/dl) darah *Macaca fascicularis*

Hasil rerata hematokrit darah *Macaca fascicularis* (kera ekor panjang) diperlihatkan pada Gambar 2. Terlihat bahwa hasil rerata pada hari ke 0 - 7 tidak mengalami penurunan bila dibandingkan dengan kontrol (45%) untuk semua kelompok dosis dekontaminan. Persentase hematokrit masih dalam kisaran normal tetapi pada hari ke-7 sampai hari ke-35 pasca pemberian PB untuk kelompok pemberian PB dosis 4500 mg/ekor memperlihatkan penurunan persentase hematokrit sebesar 25,8% dan meningkat pada hari ke 14 – 35 menjadi 31,1 %. Penurunan ini terjadi sesaat dan sedikit demi sedikit mengalami peningkatan sampai hari ke-35 pasca pemberian PB.

Jumlah rerata eritrosit *Macaca fascicularis* (kera ekor panjang) diperlihatkan pada Gambar 3. Bila dibandingkan dengan kontrol pada hari ke 0 – 35 terlihat dalam kisaran normal untuk semua kelompok pemberian PB dosis 3600, 4000 dan 4500 mg/ekor dan mengalami penurunan pada hari ke-7 pasca pemberian PB kemudian meningkat kembali pada hari ke-35 pasca pemberian PB. Untuk kelompok pemberian PB dosis 4500 mg/ekor terlihat penurunan jumlah eritrosit mencapai  $4,2 \times 10^6 / \text{mm}^3$  (39%) dibandingkan dengan kontrol pada hari ke-14 sedikit meningkat menjadi  $5,5 \times 10^6 / \text{mm}^3$ .



Gambar 2. Hasil rerata hematokrit (HT/%) darah *Macaca fascicularis*



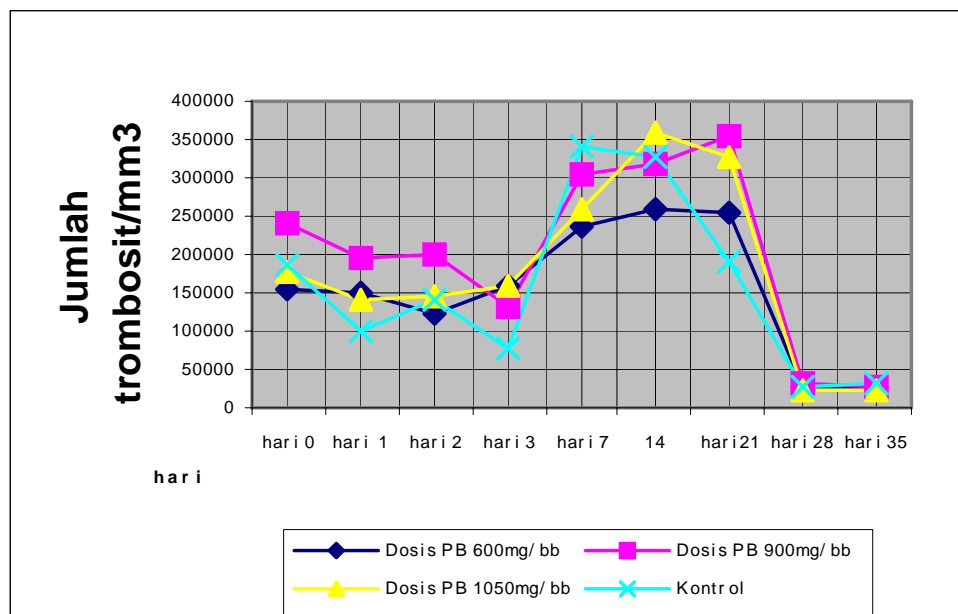
Gambar 3. Hasil rerata jumlah eritrosit (/mm<sup>3</sup>) darah *Macaca fascicularis*.

Jumlah rerata trombosit terlihat pada Gambar 4. Bila dibandingkan dengan kontrol seluruh kelompok pemberian PB dosis 3600, 4000 dan 4500 mg/ekor pada umumnya memperlihatkan

penurunan jumlah trombosit mulai hari ke-7 sampai hari ke-35 pasca pemberian PB sekitar 23% pada dosis 3600, 24% untuk dosis 4000 dan 43% pada dosis 4500. Penurunan jumlah trombosit pada

hari ke-7 pasca pemberian PB disebabkan oleh depresi selektif megakariosit yang diakibatkan oleh toksisitas. Perlakuan penyuntikan, pembiusan dan pemberian PB secara oral mengakibatkan kera mengalami keracunan dan ketegangan jiwa atau stress. Anemia biasanya disertai dengan penurunan jumlah trombosit (trombositopenia) dan terjadinya infeksi

khususnya pada mulut, kerongkongan dan pendarahan gusi. Menurut Coleman R.W. pasien menerima terapi yang menyangkut pemberian kinine, kuinidin, sulfonamid, rifampisin, stibofen, digitoksin dan obat-obatan lain akan menderita trombositopenia [8].



Gambar 4. Hasil rerata jumlah trombosit ( $/\text{mm}^3$ )darah *Macaca fascicularis*.

Jumlah rerata lekosit *Macaca fascicularis* (kera ekor panjang) tampak pada Gambar 5. Bila dibandingkan dengan kontrol pada hari ke 0 – 35 terlihat dalam kisaran normal untuk semua kelompok pemberian PB dosis (3600, 4000 dan 4500 mg/ekor) dan mengalami penurunan pada hari ke-2 pasca pemberian PB kemudian

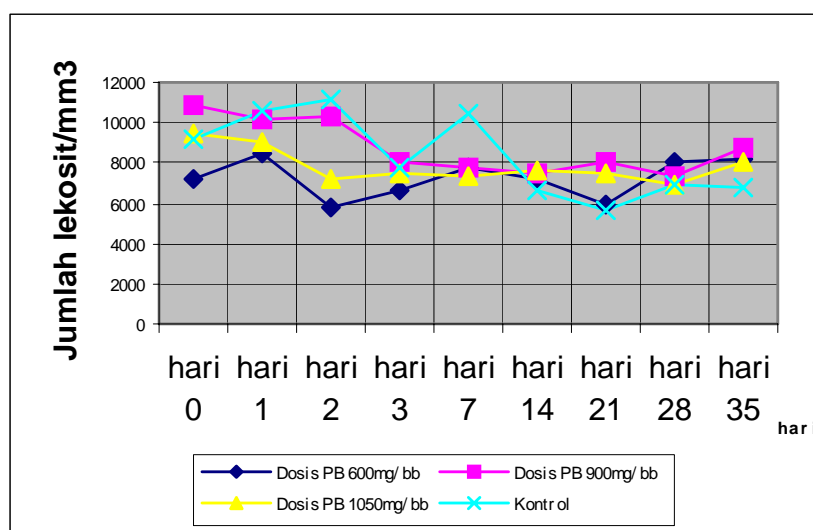
meningkat kembali pada hari ke 35 pasca pemberian PB. Untuk kelompok pemberian PB dosis 4500 mg/ekor terlihat penurunan jumlah lekosit mencapai  $7233/\text{mm}^3$  pada hari ke-7 sedikit meningkat menjadi  $7300/\text{mm}^3$ . Menurunnya jumlah lekosit bila dibandingkan dengan kontrol dikarenakan kera ekor panjang

mengalami anaemia yang sifatnya sementara. Kera mengalami pengurangan volume darah karena pengambilan darah yang terus menerus selama 3 hari. Disamping itu kera mengalami penurunan nafsu makan selama pasca pemberian PB.

Data jumlah hematologi (lekosit, limposit, monosit, dan granulosit) darah kera ekor panjang selama 35 hari pasca pemberian PB yang diamati dalam penelitian ini ditampilkan pada Tabel 2 di bawah ini.

Gambar 6 menunjukkan jumlah rerata limposit dari kelompok *Macaca fascicularis* (kera ekor panjang) yang diberi dekontaminan PB dosis 1800,2700 dan 3150 mg/kgbb. Bila dibandingkan dengan kontrol ( $3817/\text{mm}^3$ ) jumlah limposit seluruh kelompok kera ekor panjang yang diberi PB dosis 3600,

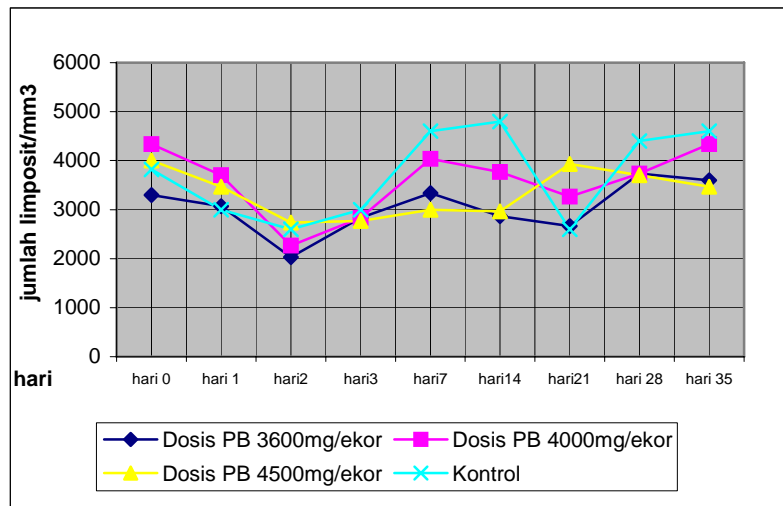
4000 dan 4500 mg/ekor, menurun hingga di bawah nilai kontrol dan mulai hari ke-21 sampai hari ke-28 terjadi peningkatan sampai hari ke-35. Tampak pada Gambar 6 untuk kelompok pemberian PB dosis 4000mg/ekor dan 4500 mg/ekor bila dibandingkan dengan kontrol pada pengamatan hari ke-2 memperlihatkan penurunan jumlah limposit ( $2266/\text{mm}^3$  dan  $2766/\text{mm}^3$ ) sampai hari ke-21 ( $3766/\text{mm}^3$  dan  $3733/\text{mm}^3$ ) pasca pemberian PB. Menurunnya jumlah limposit sementara waktu sampai hari ke-21 kemungkinan disebabkan toksik dari PB. Efek toksik/racun dari PB kemungkinan secara perlahan hilang pada hari ke-21 sampai hari ke-35 pasca pemberian PB. Hal ini tampak pada jumlah limposit yang berangsur-angsur meningkat.



Gambar 5. Hasil rerata jumlah leukosit ( $/\text{mm}^3$ ) darah *Macaca fascicularis*

Tabel 2. Rerata hasil pemeriksaan hematologi (Lekosit, Limposit, Monosit, dan Granulosit) selama 35 hari pasca pemberian Prussian Blue (PB ) pada berbagai dosis.

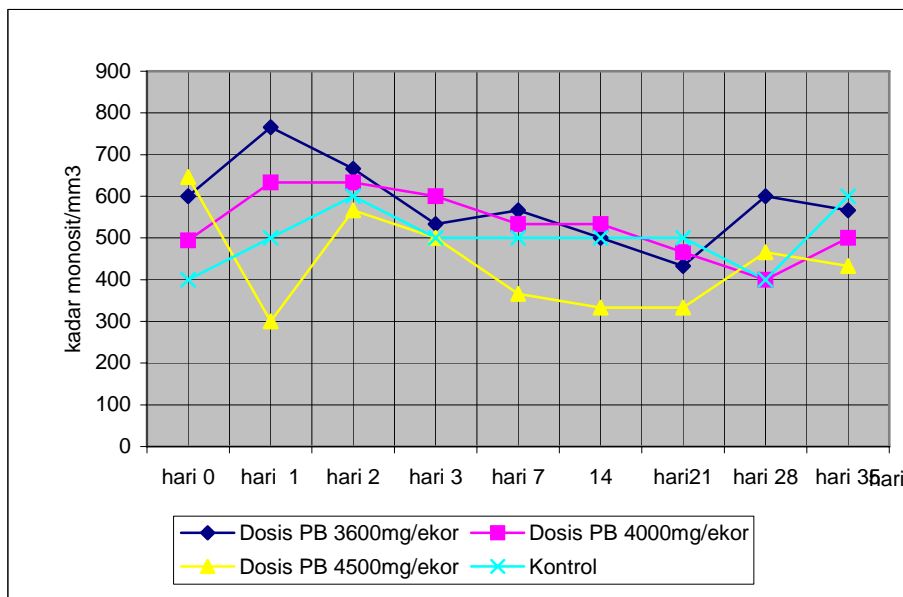
Dosis PB/ekor	Hari ke-	Lekosit (x10 <sup>2</sup> /mm <sup>3</sup> )	Limposit (x10 <sup>2</sup> /mm <sup>3</sup> )	Monosit (x/mm <sup>3</sup> )	Granulosit (x/mm <sup>3</sup> )
Kontrol	0	7166 ± 1501	33 ± 346	600 ± 200	2933 ± 1404
3600mg/ekor	1	8466 ± 2138	30 ± 665	766 ± 378	4633 ± 1650
	2	5800 ± 264	20 ± 152	666 ± 115	3400 ± 360
	3	6600 ± 1997	28 ± 1379	533 ± 115	2866 ± 1137
	7	7766± 1026	33 ± 642	566 ± 208	3866 ± 450
	14	7166 ± 2800	28 ± 757	500 ± 173	2966 ± 808
	21	5900 ± 1311	26 ± 288	433 ± 321	2800 ± 818
	28	8066 ± 2119	37 ± 763	600 ± 264	2500 ± 1053
	35	8233 ± 1975	36 ± 700	566 ± 288	2866 ± 1418
Kontrol	0	7866 ± 2079	43 ± 450	260 ± 208	5433 ± 1965
Dosis 4000mg/ekor	1	10233 ± 585	37 ± 1609	633 ± 549	5400 ± 1646
	2	10266 ± 1305	22 ± 2001	633 ± 602	6166 ± 929
	3	8100 ± 1374	28 ± 1274	600 ± 173	4666 ± 404
	7	7800 ± 1113	40 ± 1792	533 ± 150	4600 ± 1410
	14	7433 ± 1001	37 ± 1069	533 ± 115	3700 ± 264
	21	8033 ± 1517	32 ± 1167	466 ± 152	4300 ± 264
	28	7366 ± 1167	37 ± 1069	400 ± 396	3166 ± 351
	35	8733 ± 2040	43 ± 929	500 ± 173	3800 ± 953
Kontrol	0	9466 ± 814	40 ± 360	646 ± 185	3500 ± 1664
Dosis 4500mg/ekor	1	9100 ± 1178	34 ± 305	300 ± 263	4966 ± 680
	2	7233 ± 3202	27 ± 1823	566 ± 251	3933 ± 1159
	3	7500 ± 1400	27 ± 702	500 ± 100	4233 ± 1320
	7	7300 ± 2598	30 ± 1053	366 ± 1 52	1933 ± 1680
	14	7666 ± 1418	29 ± 950	333 ± 57	3500 ± 435
	21	7433 ± 1767	39 ± 1001	333 ± 115	2800 ± 692
	28	6966 ± 1101	37 ± 556	466 ± 115	2800 ± 608
	35	8000 ± 2946	34 ± 1040	433 ± 152	4100 ± 2163



Gambar 6. Hasil rerata jumlah limfosit (/mm<sup>3</sup>) darah *Macaca fascicularis*

Gambar 7 memperlihatkan hasil rerata jumlah monosit seluruh kelompok kera ekor panjang yang diberi dekontaminan PB dosis 3600, 4000 dan 4500 mg/ekor. Bila dibandingkan dengan kontrol memperlihatkan penurunan pada hari ke-7 sampai ke-21 kemudian

meningkat kembali pada hari ke-28 sampai ke-35 pasca pemberian PB. Untuk kelompok dosis 4500 (365-466/mm<sup>3</sup> penurunan jumlah monosit lebih rendah bila dibandingkan dengan kelompok 3600 dan 4000 (566 – 600 dan 533 – 400/mm<sup>3</sup>)

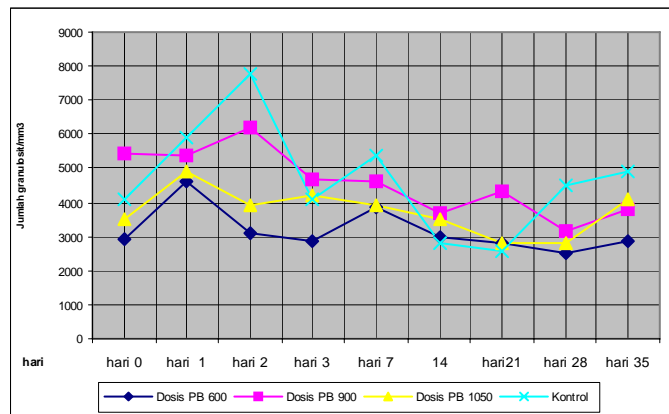


Gambar 7. Hasil rerata jumlah monosit (/mm<sup>3</sup>) darah *Macaca fascicularis*



Gambar 8 memperlihatkan hasil pengukuran rerata jumlah granulosit kera ekor panjang. Bila dibandingkan dengan kontrol tampak jumlah granulosit mengalami penurunan mulai hari ke-3 sampai hari ke-35 pasca pemberian PB untuk semua kelompok (3600, 4000 dan 4500mg/ekor). Tetapi untuk kelompok pemberian PB dosis 4500mg/ekor penurunan yang terjadi lebih rendah bila dibandingkan dengan kelompok 3600mg/ekor dan 4000mg/ekor. Hal ini

memperlihatkan pemberian PB pada semua dosis menurunkan jumlah granulosit bila dibandingkan dengan kontrol meskipun masih dalam kisaran normal. Menurut L.U frank,C.<sup>[9]</sup> zat kimia yang masuk ke dalam tubuh akan mengalami transformasi metabolik (biotransformasi) di dalam tubuh dan tempat terpenting misalnya organ hati, ginjal dan keracunan serta akan menyebabkan penurunan jumlah granulosit, trombosit dan lekosit.



Gambar 8. Hasil rerata jumlah granulosit (/mm<sup>3</sup>) darah *Macaca fascicularis*

#### IV. KESIMPULAN

Dari penelitian ini dapat disimpulkan bahwa pemberian dekontaminan PB dosis 3600, 4000 dan 4500mg/ekor tidak mempengaruhi hematologi darah kera ekor panjang sampai hari ke-35 pasca pemberian PB, tetapi kadar hemoglobin, eritrosit,

hematokrit, trombosit, lekosit, limfosit dan granulosit sedikit lebih rendah dari kontrol pada hari ke-7 pasca pemberian PB kemudian berangsur-angsur meningkat sampai hari ke-35 dan masih dalam batas-batas normal. Dekontaminan PB dosis 4500 mg/ekor hanya mempengaruhi hematologi kera yang

bersifat sementara. Perubahan terjadi pada hari ke-7 dan meningkat kembali ke arah normal dalam waktu 35 hari pasca pemberian PB. Dekontaminan PB hingga dosis 4500 mg/ekor yang diberikan selama tiga hari berturut-turut bila dilihat dari sistem hematologi belum bersifat toksik pada hewan percobaan *Macaca fascicularis*.

#### DAFTAR PUSTAKA

1. NCRP Report No.65, Management of persons accidentally contaminated with radionuclides, National Council on Radiation Protection and Measurement, Bethesda Maryland, 1979, 44, 67-69, 113-123.
2. BUSER.H.J., SCHWARZENBACH, D., PETTER,W., LUDI. A ; The crystal structure of Prussian blue  $\text{Fe}[\text{Fe}(\text{CN})_6]_3 \times \text{H}_2\text{O}$ , Inorg. Chem 16(11) 2704 – 2709, 1977.
3. IAEA. Health Effect and Medical Surveillance. Practical radiation Technical Manual, IAEA, Vienna, 1998.
4. ANONIMUS, Influence of Prussian Blue on Metabolism of Cs-137 and Rb-86 In Rats, Health Physics, Pergamon Prees, Oxford Vol. 22 : 1-18, 1972.
5. FAKUDA,S. AND IIDA, H., Toxicological study of DTPA as a drug. (III) Side effects of orally administered Zn-DTPA to deagles. Hoken Butsuri. 22, 439 – 444, 1987
6. BRENOT, A, RINALDI, R., Toxicite et efficacite compares de quatre ferrocyanures dans la decontamination du cesium radioactive 134; (Comparative toxicology and effectiveness of 4 ferrocyanides in decontamination from radioactive cesium-134 .; Pathol. Biol (Paris) 55-59. 1967.
7. FLIEDNER, T.M., DORR, H.D., and MEINEKE, V., Multi-organ involvement as a pathogenic principle of the radiation syndromes: a study involving 110 case histories documented in search and classified as the bases of haematopoietic indicators of effect, *British Journal of Radiology* 27 (supplement), 1-8, 2005.
8. COLEMAN R.W. et al (eds.) Hemostasis and Trombosis : Basic Principles and Clinical Practice, J.B. Lippincott, Philadelphia, 1982.
9. LU, FRANK, C., Toksokologi Dasar Penerbit Universitas Indonesia, 1995, hal. 96.
10. PEARCE, J., Studies of any toxicological effects of Prussian blue in mammals - a review. 1994 Food Chem Toxicol. 32(6): 577-582.

#### Tanya Jawab :

##### 1. Penanya : Maskur (PRR-BATAN)

##### Pertanyaan :

1. Atas pertimbangan apa dalam penelitian ini digunakan dekontaminan PB ?
2. Mengapa dalam penelitian digunakan kera ekor panjang?
3. Apa aplikasi ke depan dari hasil penelitian ini?

**Jawaban : Tur Rahardjo  
(PTKMR-BATAN)**

1. Karena PB merupakan dekontaminan khusus untuk kontaminasi Cs-137.
2. Karena kerak ekor panjang mempunyai sistem organ tubuh hampir sama dengan manusia.
3. Penyusunan Prosedur Baku dekontaminan interna.

**2. Penanya : Siti Nurhayati  
(PTKMR-BATAN)**

**Pertanyaan :**

1. Apakah dosis dekontaminan yang dihasilkan dari penelitian ini akan langsung diterapkan pada manusia dengan konversi berat badan ?
2. Jika ya, apa tidak terlalu banyak dengan berat rata-rata orang Indonesia 60 kg ?

**Jawaban : Tur Rahardjo  
(PTKMR-BATAN)**

1. Ya.
2. Disesuaikan dengan berat badan rata-rata orang Indonesia.

## PENENTUAN DOSIS IRADIASI OPTIMAL UNTUK MELEMAHKAN *Plasmodium berghei* STADIUM ERITROSITIK

Devita Tetriana dan Darlina  
Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi - BATAN

### ABSTRAK

**PENENTUAN DOSIS IRADIASI OPTIMAL UNTUK MELEMAHKAN *Plasmodium berghei* STADIUM ERITROSITIK.** Program pemberantasan malaria di Indonesia sampai saat ini masih menghadapi berbagai kendala diantaranya adalah akibat meluasnya plasmodium yang resisten terhadap obat anti malaria dan nyamuk vektor yang resisten terhadap berbagai insektisida. Salah satu alternatif untuk mengatasi masalah tersebut adalah tindakan pencegahan terhadap terjadinya infeksi malaria dengan vaksinasi. Vaksin malaria yang secara efektif dapat melindungi tubuh terhadap infeksi dan komplikasi malaria sampai saat ini belum ditemukan. Tujuan penelitian ini untuk mengetahui dosis optimal yang dapat menghambat pertumbuhan *P. berghei* dan tidak bersifat infeksi serta pengaruh imunisasi *P. berghei* stadium eritrositik terhadap daya tahan mencit, sebagai studi awal untuk mendapat bahan dasar vaksin malaria. *P. berghei* stadium eritrositik diiradiasi dengan sinar gamma kemudian dibiakan secara *in vivo* pada mencit serta diamati parasitemia dan daya tahan hidup mencit paska imunisasi ulang. Hasil penelitian menunjukkan bahwa 175 Gy merupakan dosis yang melemahkan *P. berghei* dan tidak bersifat infeksi serta masih memiliki kemampuan bermetabolisme secara aktif.

Kata kunci : *P. berghei*, stadium eritrositik, iradiasi sinar gamma

### ABSTRACT

**DETERMINATION OF IRRADIATION DOSE TO ATTENUATE *Plasmodium berghei* IN ERYTHROCYTIC STAGE.** Malaria eradication in Indonesia is still facing some problems as the increase of the parasite resistant to malaria drugs and the resistant vector to pesticides. There is an alternative method to solve these problems such as immunization against malaria infection. An effective vaccine malaria has not been found yet. This research was conducted to investigate an optimal dose of gamma irradiation which could inhibit the growth of the parasite and to investigate the effect of irradiated *P. berghei* erythrocytic stage on life span of mice, as a basic study to obtain malaria vaccine candidate. Irradiated *P. berghei* was inoculated to mice and the parasitemia was observed. The results showed that 175 Gy was the attenuated-irradiated dose as shown by longer of prepatent phase, less parasitemia and highest of survival.

Key words: *P. berghei*, erythrocytic stage, gamma irradiation.

---

### I. PENDAHULUAN

Program pemberantasan malaria di Indonesia sampai saat ini masih menghadapi berbagai kendala diantaranya akibat meluasnya Plasmodium yang resisten terhadap obat antimalaria dan nyamuk vektor yang resisten

terhadap berbagai insektisida. Salah satu alternatif untuk mengatasi masalah tersebut adalah tindakan pencegahan terhadap terjadinya infeksi malaria dengan imunisasi. Vaksin malaria yang secara efektif dapat melindungi tubuh

terhadap infeksi dan komplikasi malaria sampai saat ini belum ditemukan <sup>[1]</sup>.

Berbagai metode imunisasi sudah pernah dicobakan pada beberapa binatang percobaan dengan tujuan untuk mendapatkan proteksi yang optimal terhadap infeksi malaria. Imunisasi biasanya dilakukan secara berulang-ulang baik dengan parasit yang sudah dilemahkan, parasit yang sudah dimatikan atau fragmen parasit. Vaksin malaria yang sudah pernah diteliti adalah vaksin terhadap tiga stadium perkembangan Plasmodium yaitu vaksin terhadap sporozoit serta vaksin terhadap parasit stadium eritrositik bentuk aseksual dan bentuk seksual. Vaksin malaria stadium eritrositik digunakan untuk menghambat pertumbuhan dan perkembangan Plasmodium di dalam eritrosit serta Parasitemia <sup>[2]</sup>.

Pemanfaatan iradiasi sinar gamma untuk menghasilkan suatu immunogen yang potensial telah banyak diteliti. Beberapa vaksin terutama untuk hewan yang telah diproduksi menggunakan teknik nuklir untuk menurunkan infektifitas, virulensi, patogenitas atau mematikan agen penyakit. BATAN telah mengeluarkan vaksin koksivet untuk mengatasi penyakit Coccidiosis yang disebabkan oleh protozoa pada ayam

yang dibuat dengan menggunakan teknologi nuklir <sup>[3]</sup>. Penelitian dalam bidang vaksin malaria dengan menggunakan teknologi nuklir sudah mulai dilakukan sejak tahun 1967. Hoffman merupakan salah satu peneliti dalam pengembangan vaksin malaria menyatakan bahwa dosis optimal untuk melemahkan *P. falciparum* stadium sporozoit adalah antara 150 – 200 Gy <sup>[4]</sup>. Tetapi sampai saat ini dosis optimal dan efektivitas sinar gamma untuk stadium eritrositik belum diketahui.

*Plasmodium berghei* adalah hemaprotozoa yang menyebabkan penyakit malaria pada rodensia, terutama rodensia kecil. Penelitian berbagai aspek imunologis malaria banyak menggunakan *P. berghei* dan mencit sebagai hospesnya, karena *P. berghei* mempunyai siklus hidup maupun morfologi sama seperti Plasmodium yang menginfeksi manusia <sup>[5]</sup>. Model ini dapat dimanipulasi terhadap hospes sehingga dapat dipelajari perubahan imunologis yang terjadi selama infeksi malaria. Pada penelitian ini digunakan *P. berghei* stadium eritrositik yang dilemahkan dengan sinar gamma sebagai bahan dasar karena terdapat persamaan struktur dan fungsi dari antigen target dari kandidat vaksin antara parasit pada rodensia dan manusia. Penelitian ini bertujuan untuk mengetahui

dosis optimal sinar gamma yang dapat menghambat *P. berghei* dan tidak bersifat infeksi serta untuk mengetahui pengaruh imunisasi *P. berghei* pada stadium eritrositik pasca iradiasi terhadap daya tahan mencit. Penelitian ini merupakan studi awal untuk memperoleh bahan dasar vaksin malaria.

## II. TATA KERJA

### Penentuan LD<sub>50</sub>

*Plasmodium berghei* strain ANKA yang diperoleh dari Litbangkes Departemen Kesehatan dibiakkan secara *in vivo* dalam tubuh mencit Swiss yang diperoleh dari Koleksi BATAN (berumur 6 – 8 minggu dan berat badan 30 – 40 g) hingga stadium eritrositik. Setelah itu, sebanyak 1 ml darah mencit yang mengandung  $1,3 \times 10^7$  parasit/ml ditempatkan dalam vial (*microcentrifuge tube*) yang telah diberi antikoagulan *Citrate Phosphate Dextose* (CPD) untuk diiradiasi dengan sinar gamma menggunakan irradiator <sup>60</sup>Co. Dosis yang digunakan adalah 0; 75; 100; 125; 150; dan 175 Gy dengan laju dosis 124,87 Gy/jam. Kultur hasil iradiasi diinokulasikan terhadap 8 ekor mencit secara intraperitoneal untuk masing-masing dosis perlakuan. Penentuan lethal dose (LD<sub>50</sub>) diketahui melalui pengamatan hambatan pertumbuhan

parasit setiap 2 hari selama 14 hari pasca iradiasi berdasarkan densitas parasit dalam darah.

### Densitas Parasit

Pengukuran densitas parasit dilakukan setiap 2 hari sekali selama 14 hari dengan cara mengambil darah perifer ekor untuk setiap ekor mencit. Darah yang diperoleh dibuat apusan tipis pada kaca preparat. Apusan darah dibiarkan mengering kemudian difiksasi dengan metanol selama 30 detik. Apusan diwarnai dengan 10% larutan Giemsa dan dibiarkan selama 20 menit. Preparat kemudian dicuci dengan air mengalir dan dibiarkan mengering<sup>[6]</sup>. Preparat diamati dengan menggunakan mikroskop cahaya pada pembesaran 1000 X. Densitas parasit dihitung berdasarkan persentase jumlah eritrosit terinfeksi terhadap jumlah total eritrosit dalam 10 bidang pandang. Beberapa contoh preparat diambil fotonya untuk menghitung eritrosit terinfeksi.

### Daya Tahan Hidup Mencit

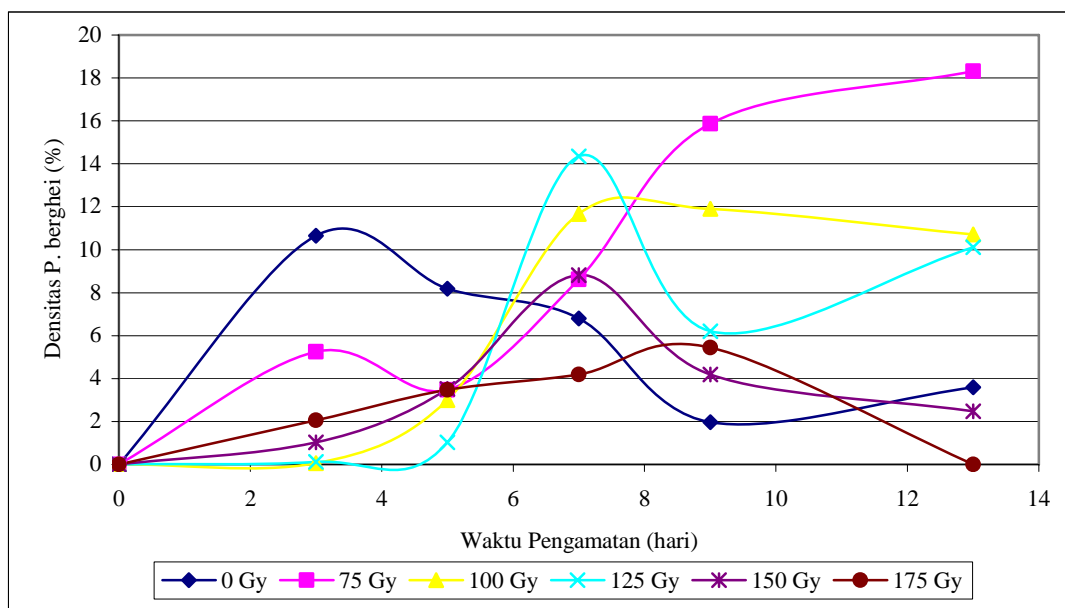
Dua minggu setelah inokulasi pertama, dilakukan imunisasi kedua dengan menginokulasikan sebanyak 0,15 ml ( $1,3 \times 10^7$  parasit/ml) yang inaktif dengan dosis yang sama dengan dosis pertama. Daya tahan mencit diamati setiap hari sampai dengan mencit mati.

Selain itu dilakukan pula pengukuran berat badan mencit setiap 2 hari sekali dimulai dari inokulasi pertama kemudian data dirata-ratakan.

### III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil iradiasi dengan beberapa dosis sinar gamma menunjukkan densitas parasit yang bervariasi (Gambar 1). Densitas menunjukkan eritrosit terinfeksi parasit akibat aktifitas pertumbuhan parasit. Pada masing-masing dosis radiasi tampak adanya puncak densitas parasit

yang muncul pada hari yang berbeda-beda. Pada dosis radiasi 0 Gy (kontrol), densitas parasit tertinggi yaitu 10,650 % dicapai pada hari ke-3 paska imunisasi dan tidak melalui fase prepaten. Fase prepaten adalah saat densitas parasit mulai meningkat dan akan berakhir pada saat densitas mencapai puncaknya. Fase prepaten terjadi akibat tidak terhambatnya pertumbuhan parasit yang ditandai dengan semakin tingginya densitas.



Gambar 1. Densitas parasit dalam darah paska iradiasi dengan beberapa dosis iradiasi.

Parasit yang diiradiasi dengan dosis 75 Gy tidak menunjukkan adanya puncak densitas parasit tetapi densitas parasit terus meningkat seiring dengan lamanya waktu pengamatan hingga mencapai 18,317%. Puncak densitas menunjukkan persentase eritrosit

terinfeksi tertinggi yang menggambarkan tingkat parasitemia tertinggi yang biasanya diikuti dengan gejala klinis terberat. Dosis ini diduga merupakan stimulan untuk pertumbuhan *P. berghei*.

Pada dosis 100 - 150 Gy, densitas parasit tertinggi dicapai pada hari ke-7,

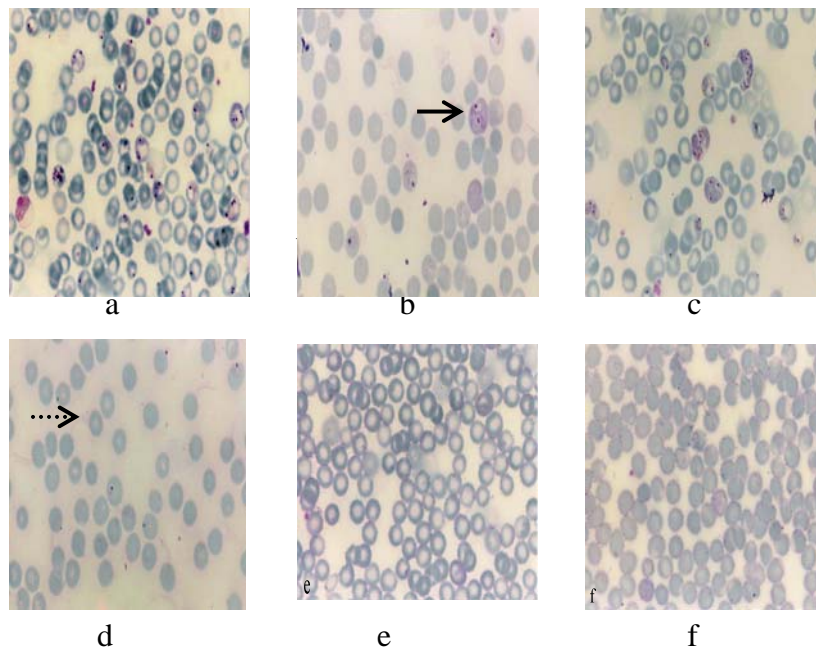
dengan densitas tertinggi adalah 14,35% untuk dosis 125 Gy. Puncak densitas yang diiringi dengan penurunan kemudian densitas meningkat menunjukkan bahwa dosis 100 – 150 Gy melemahkan parasit dan pada hari ke-9 parasit stadium eritrositik ini mulai berkembang menjadi stadium merozoit baru, gametosit dan telah terbentuk eritrosit baru. *P. berghei* lebih dominan menginfeksi retikulosit dan eritrosit muda dan tidak tampak sinkronisasi infeksi darah<sup>[1]</sup>. Selain itu densitas juga dipengaruhi oleh siklus pembelahan parasit sehingga dapat terjadi penurunan densitas. Fase merozoit akan memasuki fase shizont dan terbentuk gametosit. Pada dosis 175 Gy terjadi pemanjangan masa prepaten yang puncak densitasnya baru tampak pada hari ke-9 dengan perentase parasitemia yang rendah yaitu 5,438%.

Eritrosit paska inokulasi parasit mengalami kerusakan yang bervariasi dan tidak dipengaruhi dosis iradiasi (Gambar 2). Kerusakan eritrosit terjadi pada dosis 100 Gy dan dosis 150 Gy, sedangkan dosis lainnya tidak menyebabkan kerusakan. Pada eritrosit yang terinfeksi tampak adanya inti sel parasit dengan sitoplasma yang berwarna ungu kebiruan. Eritrosit yang terserang parasit membentuk trombus yang

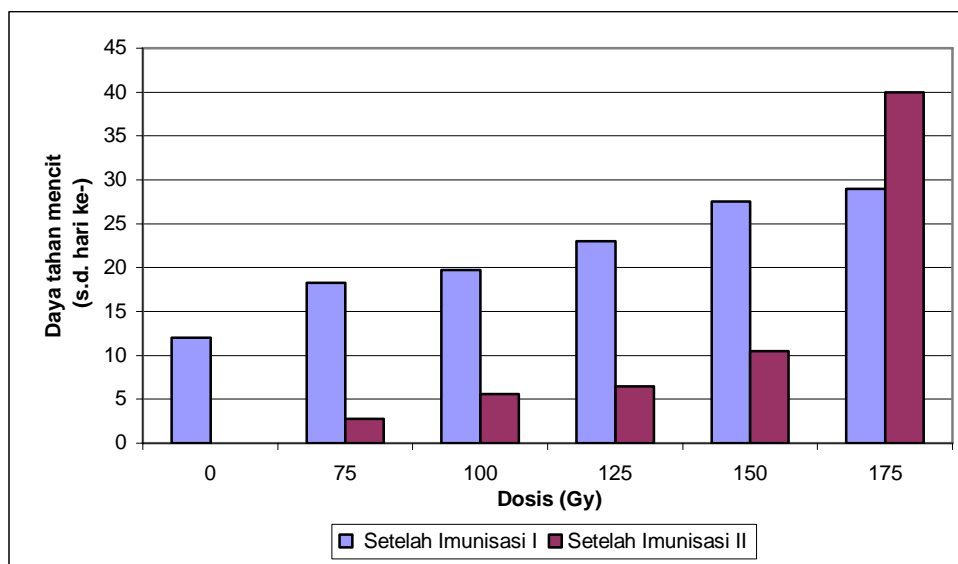
mengakibatkan terjadinya nekrosis sel, anoksi dan anemia. Eritrosit tersebut yang meluas menyebabkan hospes mengalami cekaman yang diikuti kematian<sup>[7]</sup>.

Inokulasi kedua pada hari ke-14 dengan menggunakan parasit inaktif menunjukkan peningkatan daya tahan hidup sebanding dengan peningkatan dosis iradiasi (Gambar 3). Pada kelompok mencit yang diinokulasikan parasit dengan dosis 0 Gy, tidak dilakukan imunisasi ulang karena pada hari-14 paska imunisasi pertama, tidak terdapat mencit yang dapat bertahan hidup lagi (semua mencit mati). Pada umumnya, mencit mengalami kematian apabila densitas telah mencapai 20 – 30%. Imunisasi ulang dengan parasit yang telah diiradiasi dengan dosis 75 Gy hanya dapat bertahan selama 3 hari dan untuk dosis 100 – 150 Gy, mencit dapat bertahan antara 6 – 8 hari. Hal ini menunjukkan bahwa imunisasi ulang dengan dosis 0 – 150 Gy tidak menimbulkan kekebalan tetapi meningkatkan densitas parasit yang mengakibatkan meningkatnya parasitemia.





Gambar 2. Hasil Pengamatan Mikroskopis Apusan Darah Tipis Mencit yang diinokulasi dengan *P. berghei* yang diiradiasi dengan variasi dosis (a) 0 Gy, (b) 75 Gy, (c) 100 Gy, (d) 125 Gy, (e) 150 Gy, dan (f) 175 Gy dengan perbesaran mikroskop 1000X (→ : eritrosit terinfeksi, .....→ : eritrosit rusak).



Gambar 3. Daya tahan hidup mencit paska imunisasi.

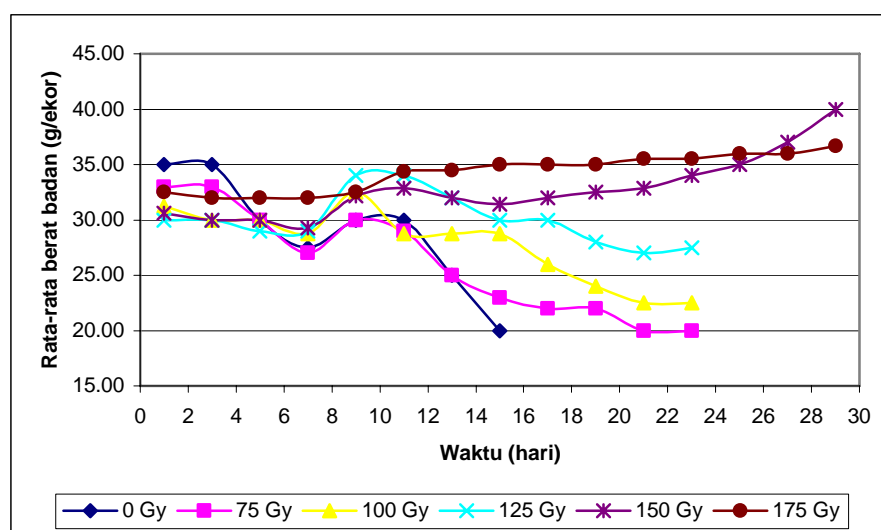
Daya tahan hidup terlama yaitu 40 hari dicapai oleh kelompok mencit yang diimunisasi dengan parasit hasil iradiasi

dosis 175 Gy. Diduga dosis 175 Gy menimbulkan antibodi mencit terhadap *P. berghei* sehingga meningkatkan daya

tahan hidup mencit. Menurut Yadev, *et. al.* [8] dan Kumar, *et.al.*, [9], pemberian imunogen yang telah diiradiasi oleh sinar gamma dapat menghasilkan antibodi yang dapat menahan serangan infeksi parasit, pemberian imunisasi lebih dari satu kali dengan *P. berghei* yang telah diiradiasi sinar gamma menghasilkan mencit yang dapat lebih bertahan hidup dan mempunyai kekebalan yang lebih besar terhadap penyakit malaria dibandingkan dengan satu kali imunisasi. Imunisasi dengan sporozoit iradiasi dapat meningkatkan sistem kekebalan untuk mencegah infeksi malaria pada rodensia, kera, dan manusia.

Berdasarkan data pengukuran berat badan, terdapat pengaruh infeksi parasit untuk semua dosis perlakuan dan cenderung berfluktuasi (Gambar 4).

Mencit mulai memperlihatkan gejala klinis seminggu setelah inokulasi pertama. Gejala klinis terlihat pada mencit yang diinokulasi *P. berghei* yang diiradiasi dengan dosis 0 – 125 Gy, yaitu tubuh pucat atau anemis yang terlihat dari warna kulit yang memucat dan darah perifer yang berwarna coklat bening. Menjelang kematian, mencit tidak mempunyai nafsu makan dan minum sehingga menyebabkan kekurangan cairan tubuh dan penurunan berat badan. Berbeda dengan dosis iradiasi 150 dan 175 Gy, mencit tidak memperlihatkan gejala klinis. Mencit masih dalam kondisi normal dan aktif. Rata-rata berat badan mencit mengalami kenaikan sampai hari ke – 29. Hal ini disebabkan pada dosis iradiasi tersebut dapat memberikan efek melemahkan terhadap parasit.



Gambar 4. Rata-rata berat badan mencit setelah diinokulasi *P. berghei* yang diiradiasi.

#### IV. KESIMPULAN DAN SARAN

Sinar gamma dapat menghambat *P. berghei* stadium eritrositik dengan dosis optimal 175 Gy yang ditandai dengan pemanjangan masa prepaten, parasitemia yang rendah dan daya tahan yang tinggi. Perlu dilakukan uji viabilitas *P. berghei* paska iradiasi dengan *metabolic labeling* untuk mengetahui efek radiasi terhadap metabolisme parasit.

#### UCAPAN TERIMA KASIH

Penulis mengucapkan terima kasih kepada drh. Rita Marletadewi, M.Sc, atas bimbingan dan arahnya serta kepada dr. Maria Evalisa, Sp.KN sebagai perintis dalam kegiatan ini.

#### DAFTAR PUSTAKA

1. HARIJANTO, P. 2000. Malaria: Epidemiologi, Patogenesis dan Manifestasi Klinis dan Penanganan. Penerbit Buku Kedokteran EGC. Jakarta
2. WIJAYANTI, M.A., N. SOERIPTO, SUPARGIYONO & L.E. FITRI. 1997. Pengaruh Imunisasi Mencit Dengan Parasit Stadium Eritrositik Terhadap Infeksi *Plasmodium berghei*, Berkala Ilmu Kedokteran Vol. 29, No. 2: 53 – 59, Juni.
3. SUGORO, I., 2004. Peranan Teknik Nuklir di Bidang Peternakan. Download : [www.batan.go.id/patir](http://www.batan.go.id/patir) (2 April 2006).
4. HOFFMAN, S.L., M.L. GOH & T.C. LUKE. 2002. Protection of Humans Against Malaria by Immunization With Radiation-attenuated *Plasmodium falciparum*. The Journal of Infectious Diseases, 185 : 1155 – 64
5. CARTER & DIGGS. 1977. Parasitic Protozoa, Vol. 3 : 359 – 465, Academic Press, New York
6. LJUNGSTROM, I., H. PERLAMANN, M. SCHILCHTHERLE, A. SCHERF & M. WAHLGREN. 2004. Methods In Malaria Research, MR4/ATCC, Manassas Virginia
7. JEKTI, R.B., E. SULAKSONO, S. SUNDARI, R. MARLETA & SUBAHAGIO. 1996. Pengaruh Pasase Terhadap Gejala Klinis Pada Mencit Strain Derived Yang Diinfeksi *Plasmodium berghei* ANKA. Cermin Dunia Kedokteran No. 106 : 34 -40
8. YADEV, M.S., S.D. SEKARAN, & J.S. DHALIWAL. 1995. Induction of Protection in Rats and Mice With Radiation Attenuate *Plasmodium berghei* in Nuclear Technique in The Study of Parasitic Infections. Proc. Symp. Vienna, 11, IAEA.
9. KUMAR, K.A., G. SANO & S. BOSCARDIN. 2006. The Circumsporozoite protein is an immunodominant protective antigen in irradiated sporozoites. Nature Vol. 444.

**Tanya Jawab :**

**1. Penanya : Yunilda  
(PTBN-BATAN)**

**Pertanyaan :**

1. Berapa umur terbaik mencit pada perlakuan ini dan mengapa dilakukan pada umur yang demikian?
2. Mengapa dilakukan hanya sampai pada irradiasi dengan dosis 175 Gy?

**Jawaban : Darlina  
(PTKMR – BATAN)**

1. Umumnya untuk percobaan vaksin malaria digunakan mencit umur 2-3 bulan, karena pada umur tersebut pertumbuhan mencit optimal.
2. Penelitian ini merupakan studi awal, untuk penelitian berikutnya akan dicoba dengan dosis yang lebih tinggi.

## **PROSIDING**

**PERTEMUAN DAN PRESENTASI ILMIAH  
FUNGSIONAL PENGEMBANGAN TEKNOLOGI NUKLIR I**

**JAKARTA, 12 DESEMBER 2007**

**PUSAT TEKNOLOGI KESELAMATAN DAN METROLOGI RADIASI  
BADAN TENAGA NUKLIR NASIONAL**

**JL. CINERE PASAR JUM'AT, KOTAK POS 7043 JKSKL – JAKARTA SELATAN 12070**  
Telp. (021) 7513906 (Hunting) Fax. : (021) 7657950 E-mail : [ptkmr@batan.go.id](mailto:ptkmr@batan.go.id)

