

ISSN : 1410 – 5381

## PROSIDING

### PERTEMUAN DAN PRESENTASI ILMIAH FUNGSIONAL TEKNIS NON PENELITI

Jakarta, 17 Juli 2007



*dengan tema :*

*“Pengembangan IPTEK Nuklir dan Sistem Manajemen  
untuk Mendukung Kebangkitan Teknologi Nasional  
yang Selamat, aman, dan Handal”*

**BADAN TENAGA NUKLIR NASIONAL**  
PUSAT TEKNOLOGI KESELAMATAN DAN METROLOGI RADIASI  
Jl. Cinere Pasar Jum'at, PO Box 7043 JKSKL, Jakarta 12070  
Telp. 021-751 3906 (Hunting), 7659511, 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 diselesaikannya Prosiding Pertemuan dan Presentasi Ilmiah Fungsional Teknis Non Peneliti dengan tema “Pengembangan Iptek Nuklir dan Sistem Manajemen untuk Mendukung Kebangkitan teknologi Nasional yang Selamat, Aman, dan Handal”

Presentasi Ilmiah kali ini disajikan sebanyak 32 makalah, 1 makalah utama disajikan dalam Sidang Pleno oleh Pembicara Undangan, 9 makalah disajikan secara oral dan 22 makalah disajikan secara poster.

***Makalah Undangan :***

1. PTKMR-BATAN : 1 makalah

***Makalah Oral :***

1. PRR – BATAN : 1 makalah
2. PATIR – BATAN : 2 makalah
3. PTKMR-BATAN : 6 makalah

***Makalah Poster :***

1. PATIR – BATAN : 2 makalah
2. PTKMR-BATAN : 20 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.

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, 17 Juli 2007  
Panitia Penyelenggara

**PANITIA  
PERTEMUAN DAN PRESENTASI ILMIAH  
FUNGSIONAL TEKNIS NON PENELITI  
Pusat Teknologi Keselamatan dan  
Metrologi Radiasi**

***SK No : 27/KMR/IV/2007***

**I. PENGARAH**

Ketua : dr. Kunto Wiharto, Sp.KN  
Anggota : Drs. Soekarno Suyudi  
Drs. Nurman Rajagukguk

**II. PENYELENGGARA**

Ketua : Wijono, ST.  
Wakil Ketua : Wahyudi, S.ST.  
Sekretariat merangkap  
Bendahara : Asep Setiawan, S.Si

**Seksi-seksi :**

✚ Persidangan : 1. Elistina, A.Md  
2. Setyorini, SE.  
✚ Dokumentasi : Kusdiana, ST.  
✚ Perlengkapan : 1. Holnisar  
2. Agung Agusbudiman, A.Md.  
✚ Konsumsi : Eni Suswanti, A.Md.

**III. EDITOR DAN PENILAI MAKALAH**

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

## DAFTAR ISI

<b><u>KATA PENGANTAR DAN SUSUNAN PANITIA</u></b>	<i>i</i>
<b><u>DAFTAR ISI</u></b>	<i>ii</i>
<b><u>MAKALAH ORAL :</u></b>	

## PTKMR - BATAN

## Kalibrasi

1. Kalibrasi Dosimeter *Standard Imaging* Terhadap Dosimeter Farmer Untuk Berkas Radiasi Gamma  $^{137}\text{Cs}$   
*Agung Nugroho* **1**  
**PTKMR – BATAN**
2. Sebaran dan Pembinaan Petugas Proteksi Radiasi di Instalasi Nuklir dan/atau Instalasi Radiasi BATAN  
*B.Y. Eko Budi Jumpeno* **6**  
**PTKMR – BATAN**
3. Modifikasi Sistem Proteksi *Power Supply* Spektrometer Gamma Detektor HPGe GC1018  
*Wijono, Suratna dan Eko Pramono* **18**  
**PTKMR – BATAN**
4. Distribusi Cesium-137 Pada Berbagai Tipe Tekstur Tanah  
*Simon Petrus Gurusinga* **28**  
**PATIR – BATAN**
5. Penentuan Arah Gerakan Sedimen dengan Metode Radioisotop Ir-192 Di Pelabuhan Pertamina Tanjung Priok-Jakarta  
*Darman dan Hariyono* **52**  
**PATIR – BATAN**
6. Uji Profisiensi Pada Penentuan Radionuklida Pemancar Gamma Dalam Sampel Cairan dari IAEA Tahun 2004  
*Wahyudi, Asep Setiawan dan Yurfida* **65**  
**PTKMR – BATAN**
7. Studi Pembuatan Radioisotop  $^{82\text{m}}\text{Rb}$  Pemancar Positron Menggunakan Siklotron Energi Rendah  
*Sri Wahyuni* **78**  
**PTKMR – BATAN**

8. Aberasi Kromosom Tidak Stabil Pada Penderita Kanker Serviks  
Selama Tindakan Radioterapi  
*Tur Rahardjo dan Masnelly Lubis* 90  
**PTKMR – BATAN**
9. Sistem Aplikasi Perhitungan Produksi Radioisotop Menggunakan  
Microsoft Access  
*Maskur* 101  
**PRR – BATAN**

### **MAKALAH POSTER :**

1. Respon Detektor *Bonner Multispheres* Terhadap Neutron Cepat  
Dari Sumber  $^{252}\text{Cf}$   
*Nurman Rajagukguk dan Bambang Supriyanto* 115  
**PTKMR – BATAN**
2. Kalibrasi Surveymeter Inspector  $^{\text{Tm}}$  1000 Dengan Sumber Radiasi Gamma  
*Agung Nugroho* 124  
**PTKMR – BATAN**
3. Analisis Keselamatan Radiasi Daerah Kerja di Sebagian Lokasi PTKMR  
Terhadap Peraturan Ketenaganukliran  
*Wijono dan Ermi Juita, Agung Agusbudiman* 128  
**PTKMR – BATAN**
4. Pengujian Kestabilan Sistem Pencacah “Dose Calibrator” Vinten 271/671  
Dengan Sumber Standar Ra-226  
*Rosdiani* 143  
**PTKMR – BATAN**
5. Pengukuran Waktu Mati Sistem Spektrometer Gamma dengan  
Detektor NaI(Tl)  
*Holnisar dan Ermi Juita* 152  
**PTKMR – BATAN**
6. Studi Toksisitas Dekontaminan Prussian Blue Pada Hematologi  
Kera Ekor Panjang *Macaca Fascicularis*  
*Tur Rahardjo* 160  
**PTKMR – BATAN**

7. Uji Klinis Toksisitas Prussian Blue Terhadap Komponen Hematopoetik  
Iwiq Indrawati dan Masnelly Lubis  
*Eni Suswantini* 172  
**PTKMR – BATAN**
8. *Entrance Dose* Pasien Radiografi Pelvis  
Helfi Yuliati, Suyati dan Dyah Dwi Kusumawati. 182  
**PTKMR – BATAN**
9. Pengukuran Kadar Petanda Tumor CA125 Dengan Teknik Irma  
Pada Pasien Terduga Kanker Ovarium  
Kristina Dwi Purwanti, Susyati, Sri Insani W W dan Nurul Hayati 188  
**PTKMR – BATAN**
10. Deteksi Hipotiroidisme Pada Ibu Hamil Trimester 1  
Di Kabupaten Sumbawa – Propinsi NTB  
Susyati<sup>\*)</sup>, Sri Insani W.W<sup>\*)</sup>, Sulaiman Ngogu <sup>\*\*)</sup> 198  
**PTKMR – BATAN<sup>\*)</sup> dan LPLIUM - NTB<sup>\*\*)</sup>**
11. Kalibrasi *LSA Tri Carb Packard Model 2550 TR/LL*  
Untuk Cacahan Normal Tahun 2000 Sampai 2003  
Elistina 219  
**PTKMR – BATAN**
12. Studi Kasus Akibat *Acute Intake Tritium* Terhadap Pekerja Radiasi  
Elistina 232  
**PTKMR – BATAN**
13. Uji Kinerja Photometer 4010  
Sri Sardini 244  
**PTKMR – BATAN**
14. Konsentrasi <sup>228</sup>Th, <sup>226</sup>Ra, <sup>228</sup>Ra, dan <sup>40</sup>K Dalam Sampel Padat Dan Cair  
Di Tambang Tembaga  
Asep Setiawan dan Wahyudi 257  
**PTKMR – BATAN**
15. Pembuatan Dan Pengujian Filter Arang Aktif (*Charcoal Catridge*)  
Untuk Mencuplik Gas <sup>131</sup>I  
Muji Wiyono 267  
**PTKMR – BATAN**

- 
16. Penentuan Pengukuran Indeks Angkutan Dan Tingkat Kontaminasi Pada Bungkus Zat Radioaktif Yang Akan Di Re-Eksport  
*Riau Amorino, Pardi, Nina Herlina, dan Huriyatil Afiah* 276  
**PTKMR – BATAN**
17. Kinerja Spektrometer Gamma Dengan Detektor HPGe Ortec Model Gem-25185  
*Wahyudi dan Emlinarti* 288  
**PTKMR – BATAN**
18. Pengukuran Tingkat Radiasi Pada Sumber *Logging* dan *Gauging* Di Perusahaan Pengeboran Minyak  
*Rofiq Syaifudin* 299  
**PTKMR – BATAN**
19. Konsentrasi Cesium-137 Dalam Beras Dari Berbagai Daerah di Jawa Barat  
*Emlinarti dan Asep Warsona* 306  
**PTKMR – BATAN**
20. Pengaruh Volume Sampel Dalam Wadah Marinelli Menggunakan Spektrometer Gamma Dengan Detektor HPGe  
*Wahyudi dan Kusdiana* 313  
**PTKMR – BATAN**
21. Pemantauan Tingkat Radioaktivitas Air di Lingkungan Pusat Penelitian Tenaga Nuklir Pasar Jumat Periode Januari – Desember 2004  
*Prihatiningsih dan Saino* 325  
**PATIR – BATAN**
22. Interkomparasi Metode Menggunakan Sampel IAEA CU-2006-03  
*Tommy Hutabarat* 334  
**PATIR – BATAN**

## KALIBRASI DOSIMETER STANDARD IMAGING TERHADAP DOSIMETER FARMER UNTUK BERKAS RADIASI GAMMA $^{137}\text{Cs}$

Agung Nugroho  
PTKMR - BATAN

### ABSTRAK

KALIBRASI DOSIMETER STANDARD IMAGING TERHADAP DOSIMETER FARMER UNTUK BERKAS RADIASI GAMMA  $^{137}\text{Cs}$ . Dosimeter Standard Imaging adalah dosimeter yang digunakan untuk mengukur kerma udara di daerah kerja. Untuk mengetahui kelaikan dosimeter ini maka dosimeter ini perlu dikalibrasi dengan menggunakan berkas radiasi gamma Cs-137. Kalibrasi dilakukan dengan metode substitusi pada jarak detektor ke sumber radiasi 200 cm . Sebagai dosimeter standar digunakan dosimeter Farmer. Dari hasil kalibrasi diperoleh faktor kalibrasi kerma udara untuk dosimeter Standard Imaging adalah  $3,857 \times 10^{-4}$  Gy/nC. Sedangkan hasil kalibrasi yang dilakukan di laboratorium kalibrasi Universitas Wisconsin adalah  $3,859 \times 10^{-4}$  Gy/nC. Kedua faktor kalibrasi yang diperoleh menunjukkan perbedaan yang tidak signifikan yaitu 2,7 % . Dengan demikian dapat disimpulkan bahwa dosimeter ini laik digunakan untuk pengukuran .

Kata kunci : Kalibrasi , metode substitusi , dosimeter , kerma udara, faktor kalibrasi

### ABSTRACT

CALIBRATION OF A STANDARD IMAGING DOSEMETER AGAINST A FARMER DOSEMETER FOR A  $^{137}\text{Cs}$  GAMMA BEAM . The Standard Imaging dosemeter is a dosemeter used for measuring air kerma in working area. This dosemeter needed to be calibrated by using a  $^{137}\text{Cs}$  gamma beam to know its performance. Calibration was carried out by using substitution method at a source to the detector distance of 200 cm. As a standard dosemeter was used a Farmer dosemeter. From the calibration result it was obtained that the air kerma calibration factor of the Standard Imaging dosemeter was  $3.83 \times 10^{-4}$  Gy/C. Meanwhile, the calibration result carried out in calibration laboratory of Wisconsin University was  $3.859 \times 10^{-4}$  Gy/C. Both calibration factors obtained showed that the difference of 2.7 % was not significant. So it could be concluded that this dosemeter could be used for measurement.

Key words : Calibration , substitution method , dosemeter , air kerma, calibration factor

### PENDAHULUAN

Dosimeter Standard Imaging adalah dosimeter yang digunakan untuk mengukur berkas radiasi gamma tingkat proteksi. Dosimeter ini terdiri dari detektor kamar ionisasi volume 800 cc Exradin model A6 no. seri XQ063051 yang dirangkaikan dengan elektrometer MAX 4001 no.seri E063072 . Dosimeter ini telah dikalibrasi pada tgl. 8

November 2006 di laboratorium kalibrasi Universitas Wisconsin yang memiliki ketertelusuran ke laboratorium standar primer The National Institute of Standards and Technology ( NIST ), Amerika Serikat. Laboratorium ini telah diakreditasi oleh the American Association of Physicist in Medicine (AAPM) dan the American Association of Laboratory Accreditation (A2LA) terhadap standar ISO/IEC 17025 dan ANSI/NCCL Z540-1-1994[1].

Sesuai dengan peraturan yang berlaku di Indonesia sebelum dosimeter ini digunakan untuk pengukuran maka dosimeter tersebut di atas harus dikalibrasi di laboratorium kalibrasi PTKMR-BATAN [2]. Kalibrasi di laboratorium kalibrasi PTKMR-BATAN dilakukan dengan cara membandingkan bacaan dosimeter tersebut dengan kerma udara yang diukur menggunakan dosimeter standar milik laboratorium kalibrasi PTKMR-BATAN. Dosimeter standar ini terdiri dari detektor kamar ionisasi volume 600 cc model NE 2575 no. Seri 135 yang dirangkaikan dengan elektrometer Farmer 2570/1B no. seri 1319. Dosimeter standar ini memiliki ketertelusuran ke laboratorium standar primer PTB, Jerman[3].

Dalam makalah ini akan diuraikan kalibrasi dosimeter Standard Imaging terhadap dosimeter standar Farmer untuk berkas radiasi  $^{137}\text{Cs}$  yang dilakukan di laboratorium kalibrasi PTKMR-BATAN . Dari hasil kalibrasi dosimeter tersebut di dua laboratorium yang berbeda akan dapat diketahui kelaikan unjuk kerja dosimeter Standard Imaging tersebut jika akan digunakan di Indonesia.

## METODE

Kalibrasi dilakukan dengan metode substitusi [4]. Detektor standar yang terangkai dengan elektrometer maupun detektor yang dikalibrasi yang terangkai dengan elektrometer diletakkan pada jarak yang sama ke sumber radiasi dan disinari secara bergantian . Untuk menentukan laju kerma standar,  $K_u$ , digunakan persamaan berikut [4]:

$$K_u = M_u \times N_k \times k_{pt} \dots\dots\dots(\mu\text{Gy}/\text{menit}) \dots\dots\dots (1)$$

dengan :

$M_u$  = bacaan alat ukur standar ( $\mu\text{Gy}/\text{menit}$ )

$N_k$  = faktor kalibrasi kerma udara alat ukur standar ( $\mu\text{Gy}/\text{nC}$  )

$K_{pt}$  = Faktor koreksi temperatur dan tekanan udara

Faktor kalibrasi untuk detektor yang dikalibrasi dapat dihitung dengan menggunakan persamaan berikut [4] :

$$F_{km} = K_u / M_m \dots \dots \dots (\mu\text{Gy/nC}) \dots \dots \dots (2)$$

Dengan :

$K_u$  = laju kerma udara standar ( $\mu\text{Gy}/\text{menit}$ )

$M_m$  = bacaan sistem alat yang dikalibrasi setelah dikoreksi terhadap temperatur dan tekanan ( $\text{nC}/\text{menit}$ )

## PERALATAN DAN TATA KERJA

### Peralatan

Sumber radiasi yang digunakan adalah pesawat Calibrator OB 85 dengan sumber radiasi  $^{137}\text{Cs}$  yang memiliki aktivitas 740 GBq pada Mei 1985. Alat ukur standar yang digunakan adalah Dosimeter Farmer model 2570/1B no. seri 1319 yang dirangkai dengan detektor kamar ionisasi volume 600 cc model NE 2575 no. Seri 135. Dosimeter ini memiliki ketertelusuran ke laboratorium standar primer PTB. Barometer dan termometer digunakan untuk mengukur tekanan dan temperatur ruangan kalibrasi. Sinar laser untuk menentukan pusat detektor tegak lurus dengan berkas radiasi.

Sebagai alat ukur yang dikalibrasi adalah detektor volume 800 cc Exradin model A6 no. seri XQ063051 yang dirangkai dengan elektrometer Standard Imaging model MAX 4001 no. seri E063072. Sistem dosimeter ini telah dikalibrasi di laboratorium kalibrasi yang terakreditasi milik Universitas Wisconsin, Madison. Elektrometer Standard Imaging model MAX-4001 no. seri E063072 dan detektor Exradin model A6 no. seri XQ063051 dapat dilihat pada Gambar 1.

Kalibrasi di laboratorium milik Universitas Wisconsin itu dilakukan dengan kondisi pengukuran pada jarak sumber radiasi ke detektor 200 cm dan lapangan radiasi 20 cm x 20 cm dengan laju kerma udara 0,06 mGy/s. Tegangan kerja yang digunakan adalah + 300 V. Hasil kalibrasi untuk satuan kerma udara mendapatkan harga  $3,859 \times 10^{-4} \text{ Gy/C}$  dengan ketidakpastian 1,6 % dan tertelusur ke laboratorium kalibrasi The National Institute and Technology (NIST), USA.



**Gambar 1.** Elektrometer Standard Imaging model MAX-4001 no. seri N063072 dan detektor Exradin model A6 no.seri XQ063051

### Tata Kerja

Dosimeter Farmer yang terangkai dengan detektor volume 600 cc disinari dengan sumber radiasi  $^{137}\text{Cs}$  selama 1 menit pada jarak detektor ke sumber radiasi 200 cm. Tekanan dan temperatur ruang selama pengukuran diamati. Dengan cara yang sama dilakukan penyinaran sampai diperoleh 5 data. Dengan menggunakan persamaan (1) dapat dihitung besarnya kerma udara .

Selanjutnya elektrometer Standard Imaging yang terangkai dengan detektor volume 800 cc Exradin model A6 no.seri XQ063051 yang dioperasikan pada tegangan kerja + 300 V disinari dengan sumber radiasi  $^{137}\text{Cs}$  pada jarak dan waktu yang sama . Tekanan dan temperatur ruang selama pengukuran diamati. Dengan cara yang sama dilakukan penyinaran sampai diperoleh 5 data. Dengan menggunakan persamaan (2) dapat diperoleh besarnya faktor kalibrasi kerma udara. Susunan peralatan pada saat kalibrasi dosimeter Standard Imaging terhadap dosimeter Farmer dapat dilihat pada Gambar 2.



**Gambar 2.** Susunan peralatan pada saat kalibrasi dosimeter Standard Imaging terhadap dosimeter Farmer. Jarak detektor ke sumber radiasi = 200 cm.

## HASIL DAN PEMBAHASAN

Dari hasil perhitungan diperoleh besarnya laju kerma udara yang diukur menggunakan Dosimeter Farmer adalah 143,24  $\mu\text{Gy/ menit}$  dan besarnya faktor kalibrasi Dosimeter Standar Imaging adalah  $3,757 \times 10^{-4} \text{ Gy/nC}$  dengan ketidakpastian 2,5 %.

Jika hasil kalibrasi dosimeter di laboratorium kalibrasi PTKMR-BATAN dibandingkan dengan hasil kalibrasi di laboratorium Universitas Wisconsin yang besarnya  $3,859 \times 10^{-4} \text{ Gy/C}$  dengan ketidakpastian 1,6 % maka terdapat perbedaan sebesar 2,7 %. Perbedaan ini salah satunya mungkin disebabkan oleh penempatan detektor pada saat kalibrasi yang kurang tepat. Akan tetapi perbedaan ini masih relatif kecil mengingat perbedaan yang diperbolehkan untuk dosimeter yang digunakan pada tingkat proteksi adalah  $\leq 20 \%$ .

## KESIMPULAN

Dari hasil kalibrasi diperoleh faktor kalibrasi untuk dosimeter Standard Imaging adalah  $3,757 \times 10^{-4} \mu\text{Gy/nC}$ . Dari hasil dan pembahasan di atas dapat disimpulkan bahwa Faktor Kalibrasi Dosimeter Standar Imaging yang dikalibrasi di laboratorium milik Universitas Wisconsin dan di laboratorium PTKMR BATAN mempunyai perbedaan yang tidak signifikan yaitu 2,7 % karena masih  $\leq 20 \%$ .

## DAFTAR PUSTAKA

1. University of Wisconsin of Accredited Calibration Laboratory, Certificate of Calibration, 2006
2. Surat keputusan Dirjen BATAN No. 84/DJ/VI/1991 tentang Kalibrasi Alat Ukur Radiasi Dan Keluaran Sumber Radiasi, Standardisasi Radionuklida Dan Fasilitas Kalibrasi.
3. Sertifikat Kalibrasi Alat Ukur Radiasi No. 02/Internal/PI 0302/KMR/2004
4. International Atomic Energy Agency, Handbook on Calibration of Radiation Protection Monitoring Instruments ,Technical Reports Series No.133, IAEA, Vienna, 1971.

## SEBARAN DAN PEMBINAAN PETUGAS PROTEKSI RADIASI DI INSTALASI NUKLIR DAN/ATAU INSTALASI RADIASI BATAN

B.Y. Eko Budi Jumpeno  
PTKMR - BATAN

### ABSTRAKS

**SEBARAN PETUGAS PROTEKSI RADIASI DI INSTALASI NUKLIR DAN/ATAU INSTALASI RADIASI BATAN.** Untuk memenuhi ketentuan Peraturan Pemerintah No. 63/2000, pada Pasal 9 ayat (1), maka di setiap unit kerja BATAN yang memiliki 1 atau lebih instalasi nuklir dan/atau instalasi radiasi sudah memiliki 2 atau lebih petugas proteksi radiasi (PPR) walaupun sebarannya tidak merata. Data PPR BATAN per 1 Januari 2007 tercatat sebanyak 119 orang PPR dengan perincian 76 orang adalah PPR instalasi nuklir dan 46 orang PPR industri tersebar di 16 unit kerja BATAN yang memiliki instalasi nuklir dan/atau instalasi radiasi. Jumlah PPR untuk masing-masing unit kerja tergantung pada kebutuhan masing-masing instalasi dalam unit kerja, kemudahan untuk mendapatkan SIB PPR dan kemampuan unit kerja untuk menanggung konsekuensi atas keberadaan PPR (segi pendanaan). Sebagai wujud pembinaan kepada para PPR, BAPETEN menyelenggarakan program rekualifikasi PPR I dan II yang wajib diikuti oleh PPR dalam kurun waktu masa berlakunya SIB PPR. Program ini juga sebagai prasyarat perpanjangan SIBPPR. Sementara itu peran pengusaha instalasi atau BATAN untuk membina PPR melalui pertemuan berkala para PPR BATAN belum terlaksana. Oleh karena itu pembinaan PPR BATAN melalui pertemuan berkala yang dikoordinasikan oleh PTKMR sebagai pusat acuan bidang keselamatan radiasi perlu direalisasikan di masa mendatang.

Kata kunci : petugas proteksi radiasi, instalasi nuklir/instalasi radiasi.

### ABSTRACT

**THE DISTRIBUTION OF RADIATION PROTECTION OFFICER AT BATAN'S NUCLEAR AND/OR RADIATION INSTALLATION.** To comply with the Government Regulation No. 63/2000 Article 9 paragraph (1), so that in each working unit of BATAN which has one or more nuclear installation and/or radiation installation has already had two or more radiation protection officers (PPR) even though not well distributed. Data of BATAN's PPR as of January 1, 2007 is 119 people with 76 people as nuclear installation PPR and 46 people as industrial PPR, they are scattered in 16 working units of BATAN which has nuclear installation and/or radiation installation. Number of PPR in each working unit depends on the necessity of each installation within working unit, simplicity to get SIB PPR, and ability of working unit to bear the consequences for the PPR existence (funding matter). As prove of the supervision role to the PPR, BAPETEN performs PPR I and II prequalification program which has to be followed by PPR during their SIB validity period. This program is also as condition to extend SIB PPR. Momentarily, the installation owner or BATAN' role to supervise PPR through regular meeting of PPR BATAN has not yet implemented. So that the supervision of PPR BATAN through regular meeting which is coordinated by PTKMR as the reference in radiation safety matter needs to be realized in the future.

Key words : radiation protection officer, nuclear/radiation installation.

## PENDAHULUAN

Zat radioaktif baik berupa bahan nuklir maupun non bahan nuklir merupakan material yang berbahaya apabila tidak ditangani oleh personel yang ahli, karena zat radioaktif mampu memancarkan radiasi pengion. Radiasi ini dalam dosis tertentu dapat menimbulkan kerusakan pada jaringan tubuh yang terpajan olehnya. Oleh karena itu setiap instalasi nuklir atau instalasi radiasi yang memanfaatkan zat radioaktif atau sumber radiasi pengion lainnya, misalnya pesawat sinar-X dan mesin pembangkit berkas elektron (*electron beam machine*) harus ditangani oleh personel yang memahami aspek bahaya radiasi pengion dan cara menanganinya. Personel yang dimaksud terdiri dari pekerja radiasi (PR) sebagai operator dan petugas proteksi radiasi (PPR) sebagai supervisor terhadap masalah keselamatan pemanfaatan zat radioaktif/sumber radiasi pengion tersebut.

Di dalam Peraturan Pemerintah No. 63/2000 tentang Keselamatan dan Kesehatan terhadap Pemanfaatan Radiasi Pengion (akan segera digantikan dengan peraturan pemerintah yang baru tentang Keselamatan dan Keamanan Pemanfaatan Zat Radioaktif) Pasal 9 ayat (1) disebutkan bahwa setiap pengusaha instalasi yang memanfaatkan tenaga nuklir harus mempunyai sekurang-kurangnya 1 orang petugas proteksi radiasi. Petugas proteksi radiasi atau PPR adalah salah satu elemen organisasi proteksi radiasi (OPR) bersama dengan pengusaha instalasi (PI) dan pekerja radiasi. Organisasi ini harus dibentuk oleh PI di dalam instalasi yang memanfaatkan tenaga nuklir (pemanfaatan zat radioaktif dan/atau sumber radiasi lainnya).

Dalam Keputusan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN) No. 01/Ka-BAPETEN/V-99 tentang Ketentuan Keselamatan Kerja Terhadap Radiasi, peran PPR lebih diperjelas. Pada butir 2.1. disebutkan bahwa setiap kegiatan yang melibatkan radiasi atau sumber radiasi harus mengikutsertakan PPR. Bahkan pada butir 2.3., wewenang, tanggung jawab dan kewajiban seorang PPR diuraikan dengan jelas.

Badan Tenaga Nuklir Nasional (BATAN) sebagai lembaga litbang di bidang tenaga nuklir memiliki beberapa instalasi nuklir (memanfaatkan bahan nuklir) maupun instalasi radiasi (memanfaatkan zat radioaktif non bahan nuklir dan sumber radiasi lainnya). Sesuai peraturan perundang-undangan yang berlaku, setiap instalasi yang memanfaatkan tenaga nuklir wajib memiliki sekurang-kurangnya seorang PPR yang bertugas mengawasi penyelenggaraan keselamatan radiasi di instalasi yang menjadi lingkup tugasnya. Gambaran mengenai bagaimana sebaran PPR di setiap instalasi di BATAN dan informasi tentang pembinaan PPR di lingkup instalasi yang menjadi tanggung jawabnya dapat

menjadi dasar untuk menilai seberapa jauh PPR berperan secara efektif terhadap terselenggarakannya keselamatan radiasi di instalasi tersebut.

## **PERAN DAN TANGGUNG JAWAB PPR**

Dalam pemanfaatan zat radioaktif, seorang pekerja radiasi yang cakap sekalipun tidak akan mampu memikirkan dan melaksanakan semua persyaratan keselamatan yang sudah ditetapkan karena kesibukannya. Oleh karena itu diperlukan seseorang yang benar-benar bertugas memikirkan, memperhatikan dan mengawasi penyelenggaraan keselamatan radiasi berkaitan dengan jenis zat radioaktif dan/atau sumber radiasi yang digunakan. Maka setiap kegiatan yang melibatkan pemanfaatan zat radioaktif dan/atau sumber radiasi lainnya harus mengikutsertakan seorang PPR.

Seorang PPR berkewajiban membantu PI dalam melaksanakan tanggung jawabnya di bidang keselamatan radiasi. Agar mampu melaksanakan tanggung jawab itu dengan baik maka seorang PPR diberi wewenang :

1. memberikan instruksi teknis dan administratif secara lisan maupun tulisan kepada pekerja radiasi tentang keselamatan kerja radiasi yang baik
2. mengambil tindakan untuk menjamin agar tingkat penyinaran serendah mungkin dan tidak akan pernah mencapai batas tertinggi yang berlaku serta menjamin agar pengelolaan limbah radioaktif sesuai dengan ketentuan yang berlaku
3. mencegah dilakukannya perubahan terhadap segala hal yang dapat menyebabkan timbulnya kecelakaan radiasi
4. mencegah agar zat radioaktif tidak jatuh kepada orang yang tidak berhak
5. mencegah kehadiran orang yang tidak berkepentingan ke dalam daerah pengendalian
6. menyelenggarakan dokumentasi yang berkaitan dengan masalah proteksi radiasi
7. menyarankan dilakukannya pemeriksaan kesehatan kepada pekerja radiasi
8. melaksanakan pemantauan radiasi dan tindakan proteksi radiasi
9. memberikan penjelasan mengenai keselamatan radiasi dan perlengkapan proteksi radiasi kepada pengunjung atau tamu apabila diperlukan
10. menyediakan perlengkapan proteksi radiasi yang memadai

Dengan memperhatikan uraian tanggung jawab dan wewenang seorang PPR, terlihat bahwa PPR memiliki peranan kunci terwujudnya penyelenggaraan keselamatan radiasi di instalasi yang memanfaatkan zat radioaktif dan/atau sumber radiasi lainnya. Sesuai Peraturan Pemerintah No. 63/2000, PPR memiliki legitimasi dari PI dan dari

BAPETEN. Legitimasi dari PI dibuktikan dengan keputusan PI yang menunjuk seseorang sebagai PPR di instalasi, sedangkan legitimasi dari BAPETEN ditunjukkan dengan SIB yang dimiliki oleh seorang PPR.

Untuk menjaga agar PPR mampu melaksanakan tugas dan tanggung jawabnya secara optimal, maka PPR perlu memelihara kemampuannya dan berusaha mendapatkan informasi terbaru tentang keselamatan radiasi; misalnya dengan cara mengikuti kegiatan yang bersifat pembinaan atau penyegaran sehingga pengetahuan dan keterampilan seorang PPR selalu terpelihara dengan baik. Requalifikasi PPR adalah salah satu instrumen BAPETEN untuk membina agar pengetahuan dan keterampilan PPR terpelihara dengan baik.

Selain itu, komunikasi di antara para PPR perlu dilakukan secara berkala baik berupa pertemuan langsung maupun tidak langsung. Pertukaran informasi dan saling memberi masukan akan membantu para PPR melaksanakan tugas dan tanggung jawabnya dengan baik.

### **SEBARAN PPR DI INSTALASI NUKLIR DAN INSTALASI RADIASI BATAN**

BATAN adalah suatu institusi litbang ilmu pengetahuan dan teknologi nuklir di Indonesia yang memiliki beberapa instalasi nuklir dan instalasi radiasi yang memerlukan pengawasan baik dari segi keselamatan maupun segi keamanan. Dengan keberadaan zat radioaktif bahan nuklir maupun non bahan nuklir, maka instalasi di BATAN menjadi suatu instalasi yang strategis ditinjau dari segi keselamatan radiasi.

Setiap unit kerja di lingkungan BATAN memiliki 1 atau lebih instalasi, misalnya Unit Kerja Pusdiklat memiliki instalasi radiografi sinar-X, instalasi radiografi gamma Co-60, instalasi radiografi gamma Ir-192 dan instalasi proteksi radiasi sumber tertutup serta instalasi laboratorium radiokimia (sumber terbuka). Sementara, Pusdiklat memiliki sekitar 21 orang PPR (terbanyak di lingkungan BATAN). Instalasi di BATAN ada yang relatif sederhana, namun ada yang sangat rumit. Masing-masing instalasi memerlukan 1 atau lebih PPR sesuai dengan lingkup pengawasan yang harus dilakukan oleh PPR.

Sesuai dengan kebutuhan masing-masing unit kerja, PPR di lingkungan BATAN tersebar di 16 unit kerja yang memiliki instalasi nuklir dan/atau instalasi radiasi. Data PPR BATAN per 1 Januari 2007 tercatat sebanyak 119 orang dengan perincian 73 orang PPR Instalasi Nuklir dan 46 orang PPR Industri. Rincian sebaran PPR di masing-masing unit kerja di BATAN dapat dilihat pada Tabel 1 dan Gambar 1.

Data sebaran PPR diperoleh melalui isian formulir yang disebarakan kepada Kepala Bidang K2 atau Penanggung Jawab Keselamatan di setiap unit kerja pada saat dilaksanakan inspeksi keselamatan radiasi pada tahun 2004. Data yang ada kemudian diperbaharui setiap tahun, misalnya akibat adanya mutasi pegawai dan penambahan PPR yang berasal dari penyelenggaraan Pelatihan PPR (tahun 2005).

Tabel 1. Sebaran PPR di Unit Kerja BATAN Per 1 Januari 2007

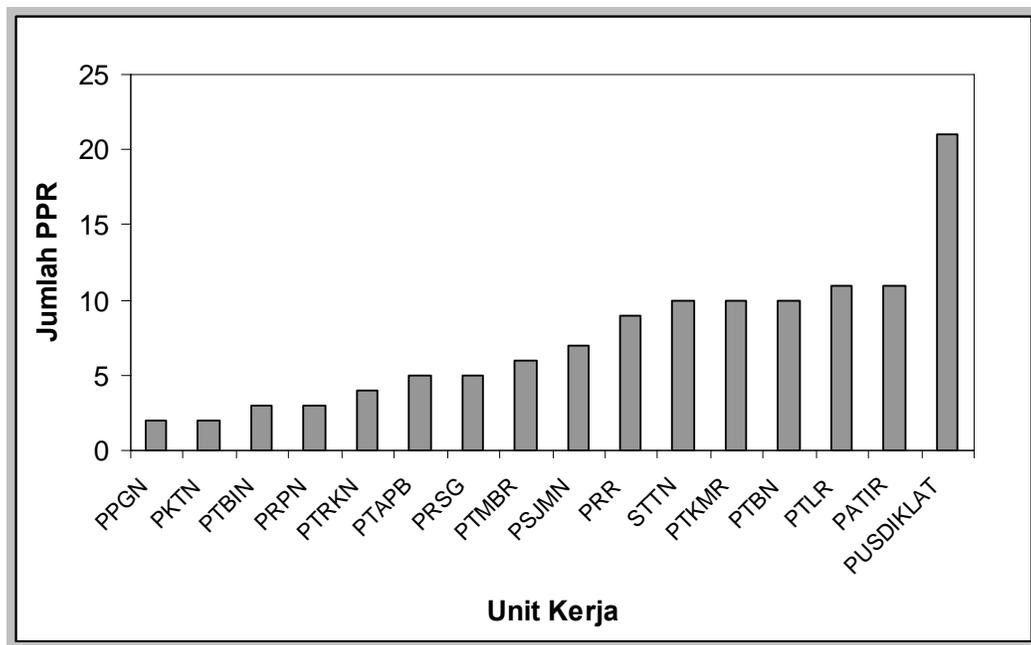
No.	Unit Kerja	PPR Instalasi Nuklir	PPR Industri	Jumlah
1	PPGN	2	0	2
2	PKTN	1	1	2
3	PTBIN	3	0	3
4	PRPN	3	0	3
5	PTRKN	2	2	4
6	PTAPB	4	1	5
7	PRSG	5	0	5
8	PTMBR	6	0	6
9	PSJMN	0	7	7
10	PRR	9	0	9
11	STTN	8	2	10
12	PTKMR	7	3	10
13	PTBN	10	0	10
14	PTLR	11	0	11
15	PATIR	2	9	11
16	PUSDIKLAT	0	21	21
<b>Jumlah</b>		<b>73</b>	<b>46</b>	

Berdasarkan kurva sebaran PPR di BATAN, terlihat bahwa jumlah PPR di setiap unit kerja BATAN yang memiliki instalasi nuklir/radiasi tidak merata tergantung kebutuhan masing-masing instalasi, kemudahan untuk mendapatkan SIB PPR dan kemampuan unit kerja untuk menanggung konsekuensi keberadaan PPR tersebut (ketersediaan dana untuk pembinaan PPR). Sebagai contoh; Pusdiklat memiliki lebih banyak PPR dibandingkan dengan PTAPB, padahal PTAPB memiliki instalasi yang lebih banyak membutuhkan pengawasan dari PPR. Mungkin hal ini disebabkan oleh kenyataan bahwa peluang untuk mendapatkan SIB PPR dan peluang keikutsertaan dalam rekualifikasi PPR di Pusdiklat relatif lebih besar.

**PEMBINAAN PPR DI BATAN**

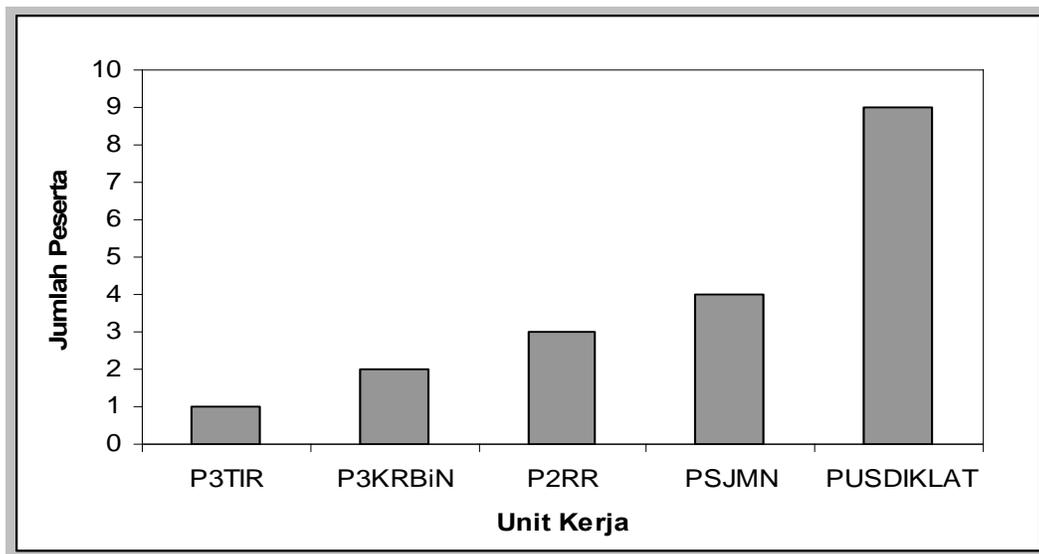
PPR merupakan seseorang yang ditunjuk oleh PI untuk mengawasi penyelenggaraan keselamatan radiasi di instalasi dan mendapat pengesahan dari BAPETEN dengan SIB yang dimilikinya. Oleh karena itu pembinaan pengetahuan dan keterampilan PPR menjadi tanggung jawab PI bersama dengan BAPETEN.

Dalam melaksanakan fungsi pembinaan bagi para PPR, BAPETEN memiliki program rekualifikasi bagi PPR. Program ini wajib diikuti oleh para PPR sebanyak 2 kali dalam masa berlakunya SIB PPR (Rekualifikasi 1 dan Rekualifikasi 2).

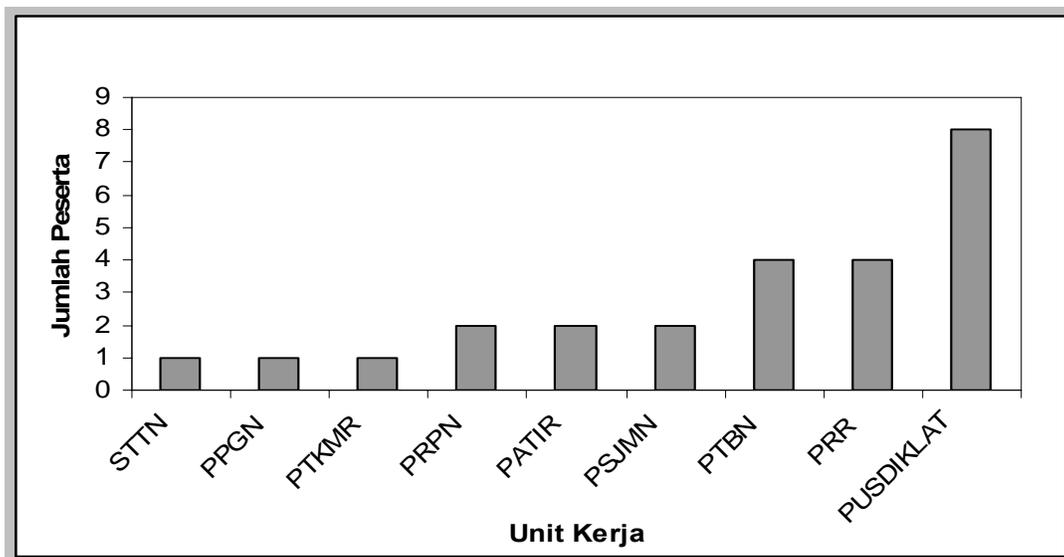


Gambar.1. Sebaran PPR di Seluruh Unit Kerja BATAN

Rekualifikasi PPR selain diselenggarakan sendiri oleh BAPETEN, juga diselenggarakan oleh Pusklat-BATAN berkerja sama dengan BAPETEN. Gambar 2 dan Gambar 3. menunjukkan sebaran peserta rekualifikasi yang diselenggarakan oleh Pusklat-BATAN bekerja sama dengan BAPETEN. Rekualifikasi PPR yang diselenggarakan oleh Pusklat-BATAN bekerja sama dengan BAPETEN diikuti oleh 19 orang PPR (tahun 2004) dan diikuti peserta sebanyak 25 orang (tahun 2006).

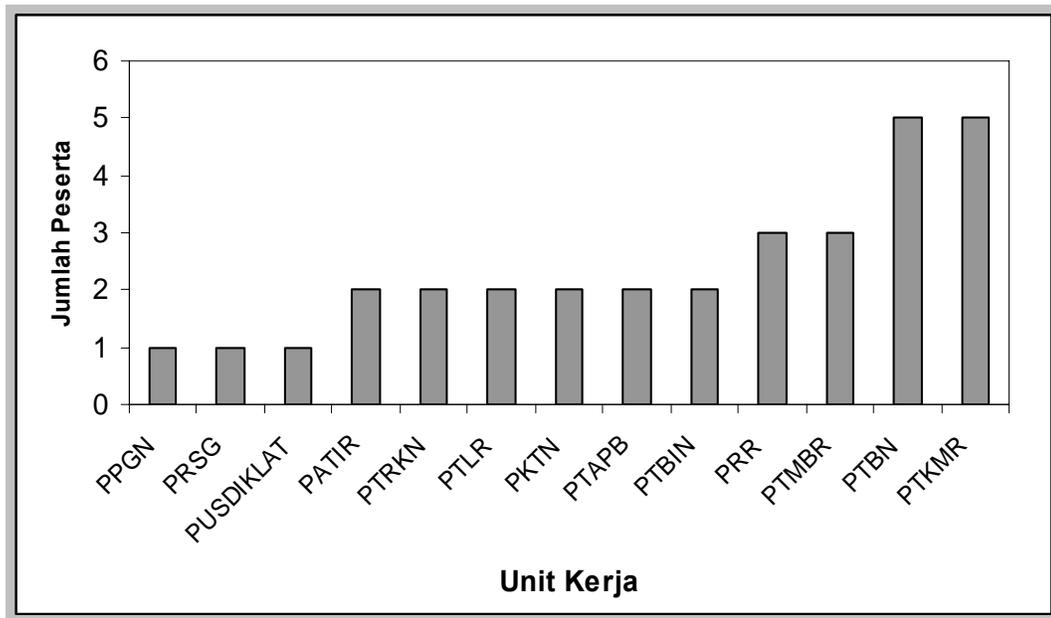


Gambar. 2. Sebaran peserta requalifikasi PPR tahun 2004 di Pusdiklat-BATAN.

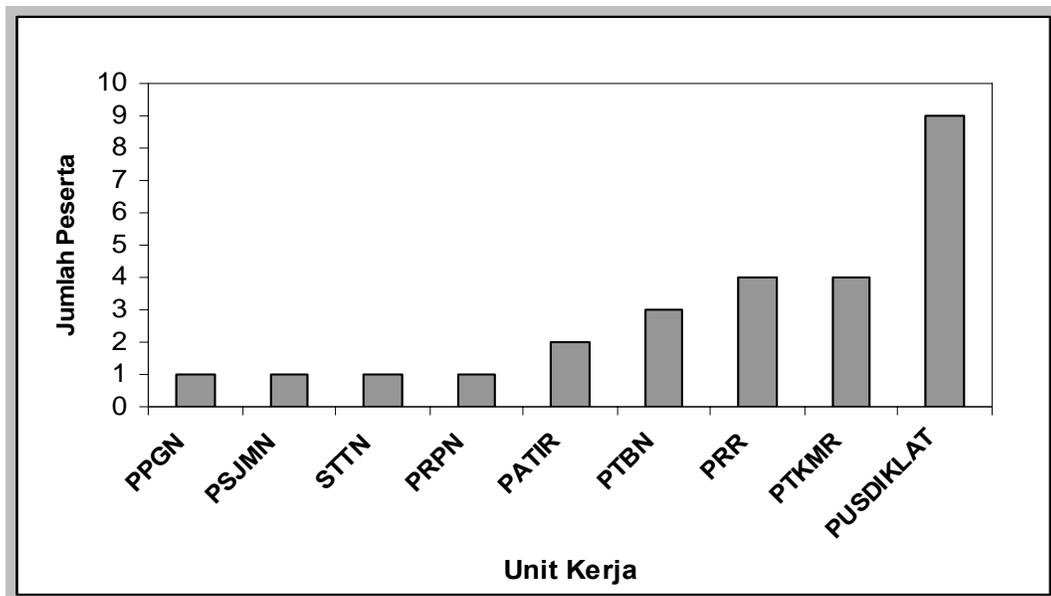


Gambar. 3. Sebaran peserta requalifikasi I PPR tahun 2006 di Pusdiklat-BATAN

Sementara itu pada tahun 2007 BAPETEN menyelenggarakan requalifikasi PPR BATAN sebanyak 2 kali yaitu pada tanggal 27 Februari -1 Maret 2007 (requalifikasi II) dan pada tanggal 24 – 27 April 2007 (requalifikasi I) dengan peserta sebanyak 26 orang PPR pada requalifikasi II dan 31 orang PPR pada requalifikasi I. Sebaran peserta requalifikasi PPR dapat dilihat pada Gambar 4. dan Gambar. 5.



Gambar. 4. Sebaran peserta requalifikasi I PPR tahun 2007 yang diselenggarakan oleh BAPETEN



Gambar. 5. Sebaran peserta requalifikasi II PPR tahun 2007 yang diselenggarakan oleh BAPETEN

Keikutsertaan para PPR dalam program requalifikasi tentu saja dipengaruhi oleh kewajiban PPR untuk mengikuti requalifikasi (2 kali dalam masa berlakunya SIB) dan

ketersediaan dana pada unit kerja untuk mengikutsertakan PPRnya dalam rekualifikasi yang diselenggarakan baik oleh BAPETEN maupun oleh Pusdiklat-BATAN bekerja sama dengan BAPETEN.

Materi program rekualifikasi PPR yang diselenggarakan baik oleh BAPETEN sendiri atau diselenggarakan oleh Pusdiklat-BATAN bekerja sama dengan BAPETEN tidak berbeda. Namun pendanaan program rekualifikasi di Pusdiklat-BATAN sebagian besar ditanggung oleh dana untuk penyelenggaraan pelatihan di Pusdiklat; sehingga biaya yang ditarik dari setiap peserta program rekualifikasi ini jauh lebih murah.

Pembinaan yang perlu dilakukan oleh PI maupun BATAN secara keseluruhan bagi para PPR di lingkungan BATAN adalah dengan melakukan pertemuan berkala para PPR di BATAN. Namun kegiatan ini belum pernah dilakukan. Pertemuan para PPR BATAN dapat dikoordinasikan oleh Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi (PTKMR) sebagai pusat acuan bidang keselamatan radiasi di BATAN. Dalam pertemuan tersebut dibahas tentang permasalahan yang dihadapi oleh PPR di unit kerja masing-masing dan dicari solusinya dengan cara saling menukar pengalaman, pengetahuan dan keterampilan. Dengan pertemuan berkala para PPR BATAN dapat saling belajar dan saling memelihara atau meningkatkan pengetahuan dan keterampilannya sehingga mampu melaksanakan tugas dan tanggung jawab sebagai PPR dengan baik.

Pertukaran informasi dan pengalaman para PPR juga dapat dilakukan dengan memanfaatkan intranet BATAN. Komunikasi melalui *mailing* BATAN akan mampu meningkatkan pengetahuan para PPR dan dapat mengarah kepada pemecahan masalah keselamatan yang dihadapi oleh PPR pada masing-masing instalasi.

## **KESIMPULAN**

Setiap instalasi nuklir dan/atau instalasi radiasi yang memanfaatkan zat radioaktif dan/atau sumber radiasi lainnya harus ditangani oleh personel yang memahami aspek bahaya radiasi pengion dan metoda untuk menangani bahaya radiasi tersebut. Personel yang dimaksud adalah pekerja radiasi (disingkat PR) dan petugas proteksi radiasi (disingkat PPR).

Setiap unit kerja di lingkungan BATAN yang memiliki satu atau lebih instalasi nuklir dan/atau instalasi radiasi telah memenuhi ketentuan di dalam Peraturan Pemerintah No. 63/2000 pada Pasal 9 ayat (1) walaupun sebaran PPR pada masing-masing unit kerja tidak merata. Jumlah PPR BATAN yang ada di setiap unit kerja tergantung pada

kebutuhan masing-masing instalasi dalam unit kerja, kemudahan untuk mendapatkan SIB PPR dan kemampuan unit kerja untuk menanggung konsekuensi atas keberadaan PPR (ketersediaan dana).

Jumlah PPR BATAN per 1 Januari 2007 tercatat sebanyak 119 orang yang tersebar pada 16 unit kerja di BATAN dengan perincian 73 orang PPR instalasi nuklir dan 46 orang PPR industri. PPR terbanyak dimiliki oleh Pusdiklat dengan 21 orang PPR dan tersedikit dimiliki oleh PPGN dan PKTN masing-masing 2 orang PPR.

Pembinaan PPR menjadi tanggung jawab PI dan BAPETEN. Dalam melaksanakan pembinaan bagi PPR, BAPETEN menyelenggarakan rekualifikasi I dan II bagi PPR dalam kurun waktu 5 tahun masa berlakunya SIB PPR. Program ini wajib diikuti oleh setiap PPR dan menjadi prasyarat untuk perpanjangan SIB. Pusdiklat-BATAN bersama dengan BAPETEN pernah menyelenggarakan rekualifikasi bagi PPR BATAN pada tahun 2004 dan tahun 2006 yang diikuti oleh 19 dan 25 orang PPR. Di sisi lain PI dan BATAN secara keseluruhan belum pernah menyelenggarakan pertemuan di antara para PPR BATAN sebagai wujud pembinaan dan ajang komunikasi dan tukar informasi permasalahan yang dihadapi PPR di lapangan. Di masa mendatang pertemuan berkala PPR BATAN perlu diselenggarakan dengan dikoordinasikan oleh PTKMR BATAN sebagai pusat acuan bidang keselamatan radiasi.

#### DAFTAR ACUAN

1. BATAN, Pelaksanaan Inspeksi Keselamatan Nuklir di Lingkungan Badan Tenaga Nuklir Nasional, Kep.Ka-BATAN No. 356/KA/VIII/1999, Jakarta. (1999).
2. BAPETEN, Ketentuan Keselamatan Kerja dengan Radiasi, Kep. Ka-BAPETEN No. 01/Ka-BAPETEN/V-99, Jakarta (1999)
3. BAPETEN, Persyaratan untuk Memperoleh Izin bagi Petugas pada Instalasi Nuklir dan Instalasi yang Memanfaatkan Radiasi Pengion, Kep. Ka-BAPETEN No. 17/Ka-BAPETEN/IX-99, Jakarta (1999)
4. BAPETEN, Perubahan Atas keputusan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 17/Ka-BAPETEN/IX-99 Tentang Persyaratan Untuk Memperoleh Izin Bagi Petugas Pada Instalasi Nuklir Dan Instalasi Yang Memanfaatkan Radiasi Pengion, Kep. Ka-BAPETEN No.17 Rev.1/Ka-BAPETEN/IV-01, Jakarta (2001)
5. ...., Ketenaganukliran, Undang-undang No. 10 Tahun 1997, Jakarta (1997)
6. ...., Keselamatan dan Kesehatan terhadap Pemanfaatan Radiasi Pengion, Peraturan Pemerintah No. 63 Tahun 2000, Jakarta (2000)

**Tanya - Jawab****1. Penanya : Muji Wiyono, SST (PTKMR - BATAN)****Pertanyaan :**

- Berapa ideal jumlah PPR di instalasi radiasi/nuklir berkaitan dengan uraian pekerjaan, dana yang tersedia, dll?
- Mengapa Pusdiklat yang bidang pekerjaannya berkaitan dengan instalasi nuklir jumlah PPR relatif sedikit dibanding PRSG?
- Adakah faktor yang menyebabkan jumlah PPR yang sedikit karena tidak diperhatikan kesejahteraan/tunjangannya?

**Jawaban : B.Y. Eko Budi Jumpeno (PTKMR – BATAN)**

- Jumlah ideal tergantung analisis dari pengusaha instalasi, berapa kebutuhan PPR di unit kerjanya.
- Di Pusdiklat banyak PPR karena mudah untuk mendapatkan SIB PPR.
- Kami tidak berwenang menjawab, masing-masing unit kerja yang lebih tepat untuk menjawab.

**2. Penanya : Ngatijo (PPGN - BATAN)****Pertanyaan :**

- Jumlah PPR diperhitungkan berdasarkan apa?. Bagaimana dengan instalasi besar dan kecil, apakah jumlahnya hanya cukup satu?

**Jawaban : B.Y. Eko Budi Jumpeno (PTKMR – BATAN)**

- Menurut PP 63/2000, tidak mempertimbangkan besar kecilnya instalasi, untuk kebutuhan tiap unit kerja, pengusaha instalasi menentukan kebutuhan PPR di instalasinya.

**3. Penanya : Mukhlis, B.Sc. (PPGN - BATAN)****Pertanyaan :**

- Kenapa di Pusdiklat PPR paling banyak di seluruh BATAN? Padahal di Pusat lain yang banyak diperlukan masih kurang, ideal jumlahnya berapa? Untuk tiap Pusat di BATAN?

**Jawaban : B.Y. Eko Budi Jumpeno (PTKMR – BATAN)**

- Di pusdiklat paling banyak karena mudah untuk mendapatkan SIB PPR, sedangkan di unit lain kurang karena adanya pertimbangan dana dll sehingga tidak menambah PPR.

**4. Penanya : Priyo S. (PPGN - BATAN)**

**Pertanyaan :**

- Apa tugas pokok dan wewenang PPR?
- Tercatat per 1 januari 2007 PPR 119 orang di BATAN, apakah ini sudah ideal? Kalau belum berapa jumlah idealnya?

**Jawaban : B.Y. Eko Budi Jumpeno (PTKMR – BATAN)**

- Tugas pokok dan wewenang PPR sudah diuraikan dalam SK Ka. BAPETEN no. 01/1999, butir 2.3.
- Jumlah 119 orang PPR tidak dapat dijadikan ukuran ideal, yang jadi ukuran ideal adalah sebaran PPR di seluruh unit kerja BATAN.

## MODIFIKASI SISTEM PROTEKSI *POWER SUPPLY* SPEKTROMETER GAMMA DETEKTOR HPGe GC1018

Wijono, Suratna dan Eko Pramono  
PTKMR – BATAN

### ABSTRAK

MODIFIKASI SISTEM PROTEKSI *POWER SUPPLY* SPEKTROMETER GAMMA DETEKTOR HPGe GC1018. Telah dilakukan modifikasi sistem proteksi *power supply* spektrometer gamma detektor HPGe GC1018. *High voltage Tennelec TC 950 5 kV* adalah salah satu bagian dari sistem spektrometer gamma detektor HPGe GC1018. Sistem HV tersebut sangat sensitif dan riskan terhadap kerusakan akibat kualitas kestabilan/kinerja sistem proteksi *power supply* yang kurang baik. Salah satu kelemahan sistem proteksi yang digunakan selama ini adalah kurang tepatnya posisi tombol *reset* panel kontrol. Hal ini memperbesar peluang kesalahan operasi karena operator sistem pencacah spektrometer gamma tidak memiliki kesempatan cukup untuk mengatur kembali sistem HV ke posisi nol (0) Volt. Kesalahan tekan tombol *reset* ke *set* juga akan mengakibatkan rusaknya sistem HV tersebut. Sehingga modifikasi sistem proteksi ini perlu dilakukan untuk melindungi sistem spektrometer gamma dari kesalahan operasi. Proses modifikasi dilakukan dengan mengubah saluran instalasi sistem proteksi dan penghilangan tombol *reset*-nya. Hasil modifikasi berupa sistem instalasi tanpa tombol *reset* dan perubahan saluran kaki panel hubung *relay 12Z2W3* (posisi kaki 2 ke 3 dan kaki 6 ke 7). Saluran kabel lampu indikator *output* langsung menuju ke tombol *set*, selanjutnya dihubungkan ke saluran kabel *fasa output* sistem proteksi. Dengan kondisi instalasi sistem proteksi *power supply* seperti ini maka kesalahan operasi dapat dihindarkan dan sistem HV *Tennelec TC 950 5 kV* tidak mendapatkan lonjakan tegangan dari nol (0) ke + 4500 Volt.

Kata kunci : relay, proteksi, power supply, sistem tegangan tinggi, spektrometer gamma

### ABSTRACT

MODIFICATION OF POWER SUPPLY PROTECTION SYSTEM OF GAMMA SPECTROMETER DETECTOR OF HPGE GC1018. Modification of power supply protection system of gamma spectrometer detector of HPGE GC1018 have been carried out. High Voltage Tennelec TC 950 5 kV is one part of the gamma spectrometer system of HPGE GC1018 detector. HV system very sensitive and full risk to quality damage effect of stability/performance system of unfavourable power supply protection. One of weakness of protection system which applied till now is less precisely position of control panel reset button. This enlarges opportunity of error of correspondence operation because gamma spectrometer chopper system operator does not have opportunity enough for readjusting system HV to position of zero ( 0 ) Volt. Error of depressing reset button to set will also result in the breakdown of HV system. Modify caution of use this protection system is required to be done to protect gamma spectrometer system from error of correspondence operation. Modification process was done by altering protection system of installation passage and omission of the reset button. Modification was resulted in the form of installation system without reset button and transformation of panel leg passage link relay 12Z2W3 (leg position of 2 to 3 and leg of 6 to 7). Direct output of indicator lamp cable passage towards to set button, hereinafter interfaced by protection system output phase cable passage. With condition of protection system installation power supply

like this hence error of avoidable correspondence operation and system HV Tennelec TC 950 5 kV don't get strain gambol from zero ( 0) to + 4500 Volt.

Keyword : relay, protection, power supply, high voltage system, gamma spectrometer

---

## I. PENDAHULUAN

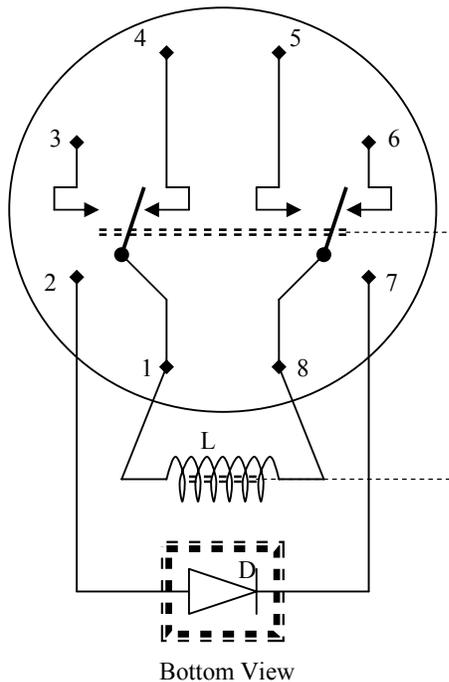
Sistem pencacah spektrometer gamma dengan detektor HPGe GC1018 adalah salah satu alat ukur aktivitas unsur radioaktif yang dimiliki laboratorium metrologi radiasi bagian standarisasi. Alat ukur ini bersifat relatif, sehingga dalam proses pengukurannya membutuhkan sumber standar sebagai pembanding aktivitas dari sumber sampel yang diukur. Dalam kondisi ini jenis zat radioaktif standar harus sama dengan zat radioaktif sampel.

Sistem pencacah spektrometri gamma jenis ini termasuk salah satu jenis alat ukur aktivitas yang memiliki resolusi tinggi, sehingga dalam proses pengukurannya memerlukan waktu yang cukup lama (lebih dari 2 jam untuk sekali proses pencacahan). Selama proses pencacahan alat ini membutuhkan sistem power supply yang kontinyu dan stabil. Sistem pencacah spektrometer gamma tersebut juga memiliki sistem tegangan tinggi yang sangat sensitif terhadap kestabilan/perubahan tegangan yang terjadi dari power supply, sehingga untuk menaikkan dan menurunkan tegangannya juga harus pelan-pelan dan halus. Apabila hal ini tidak diperhatikan maka sistem tegangan tinggi ini akan mengalami kerusakan.

Agar kestabilan dan kinerja supply tegangan dari power supply terkendali dengan baik dan aman bagi sistem tegangan tinggi maka dipasang sistem proteksi power supply. Salah satu kelemahan sistem proteksi yang digunakan selama ini adalah kurang tepatnya posisi tombol *reset* panel kontrol. Hal ini memperbesar peluang kesalahan operasi karena operator sistem pencacah spektrometer gamma tidak memiliki kesempatan cukup untuk mengatur kembali sistem HV ke posisi nol (0) Volt. Kesalahan tekan tombol *reset* ke *set* juga akan mengakibatkan rusaknya sistem HV tersebut. Sehingga modifikasi sistem proteksi ini perlu dilakukan untuk melindungi sistem spektrometer gamma dari kesalahan operasi.

## II. DASAR TEORI

Relay seri 12Z2W3 merupakan salah satu jenis saklar magnet ganda dengan 2 buah panel hubung Normally Open (NO). Relay tersebut memiliki 8 buah kaki panel hubung, sebuah kumparan magnet, dioda, rumah relay dan sistem pelengkap. Kaki panel 2 (netral) dan 7 (fasa) adalah kontak input relay. Di antara dua kaki panel tersebut terpasang komponen dioda agar polaritas tegangan inputnya tidak terbalik. Dari kaki panel 2 dan 7 ini kemudian disambungkan ke kaki panel yang lain sesuai kebutuhan/fungsi relay. Bila kedua saklar digunakan maka disambungkan ke kaki panel 1 dan 8. Di antara kaki panel 1 dan 8 ini dipasang kumparan magnet yang berfungsi untuk mengaktifkan kedua saklar normally open. Kumparan magnet akan bekerja apabila dikenai tegangan tertentu (tegangan input relay). Kaki panel 4 dan 6 adalah posisi hubung panel kaki 1 dan 8 sebelum saklar diaktifkan (Gambar 1). Sedangkan kaki panel 3 dan 5 merupakan posisi hubung panel kaki 1 dan 8 setelah saklar diaktifkan. Biasanya kedua saklar tersebut difungsikan untuk menyalurkan supply daya masuk dan keluar dari suatu instalasi peralatan elektronik. Prinsip kerjanya juga mirip dengan dua (2) buah magnetik kontaktor normally open yang difungsikan secara bersamaan.<sup>[1]</sup>



Gambar 1 Skema kaki panel hubung Relay 12Z2W3

*High voltage Tennelec TC 950 5 kV* adalah salah satu bagian dari sistem spektrometer gamma detektor HPGe GC1018. Sistem HV tersebut sangat sensitif dan riskan terhadap kerusakan akibat kualitas kestabilan/kinerja sistem proteksi *power supply* kurang baik. Setelah diperoleh kepastian kondisi aman detektor maka dapat dilakukan pengoperasian sistem tegangan tinggi (HV). Pengoperasian HV diawali dengan memastikan keadaan awal skala tegangan tinggi pada posisi nol (0). Saat "off" indikator HV harus positif dan disable. Setelah HV tersebut dinyalakan maka skala potensio HV dapat dinaikkan secara perlahan (per satu skala) sampai 4500 Volt. Kestabilan kenaikan Hvdapat dipantau dengan osiloskop yang disambungkan ke "output" preamplifier melalui "input" signal amplifier. Agar pemantauan kenaikan HV dapat dilakukan dengan teliti, biasanya skala osiloskop diatur maksimal 0,2 Volt. Pada HV posisi + 4500 Volt, chanel signal input osiloskop dipindahkan ke output amplifier pada posisi unipolar.<sup>[2]</sup>

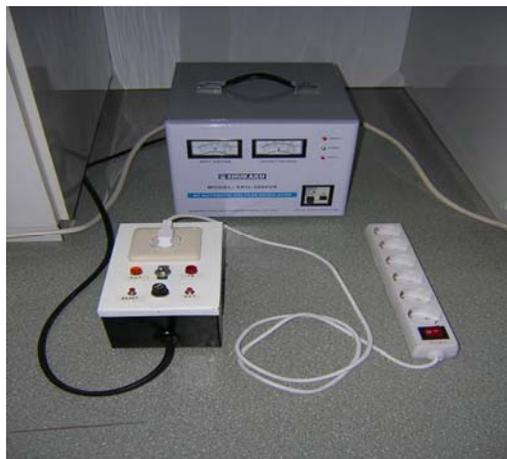
### III. TATA KERJA

Relay seri 12Z2W3 adalah komponen utama dari sistem proteksi power supply. Di samping komponen utama ada beberapa komponen penunjang sistem proteksi tersebut, antara lain : tombol set, tombol reset, sekering 10 Ampere, saklar dorong 6 kaki, dua buah lampu indikator masing-masing 2,5 Watt/12Volt, dua buah resistor masing-masing 100  $\Omega$ /100 Watt, steker 3 fasa 380 Volt/10 Ampere dan kabel-kabel konektor.

Proses modifikasi sistem proteksi diawali dengan menghubungkan secara langsung antara kaki kanan tombol set dengan salah satu kaki resistor pada lampu indikator out. Sedangkan kabel konektor yang menghubungkan kaki kiri tombol reset dengan kaki panel hubung relay nomor 7 dihilangkan. Pada kondisi ini adalah langkah untuk menon-aktifkan tombol reset yang sudah tidak diperlukan lagi. Agar lampu indikator output sistem proteksi tetap menyala pada saat kondisi tegangan keluaran sistem proteksi bertegangan 220 Volt, maka kaki panel hubung relay nomor 7 dihubungkan langsung dengan kaki panel hubung nomor 6. Sedangkan saluran kabel konektor netral lampu indikator output diaktifkan kembali dengan menghubungkan kaki panel hubung nomor 2 terhadap nomor 3.



Gambar 2 Bentuk fisik instalasi komponen sistem proteksi power supply

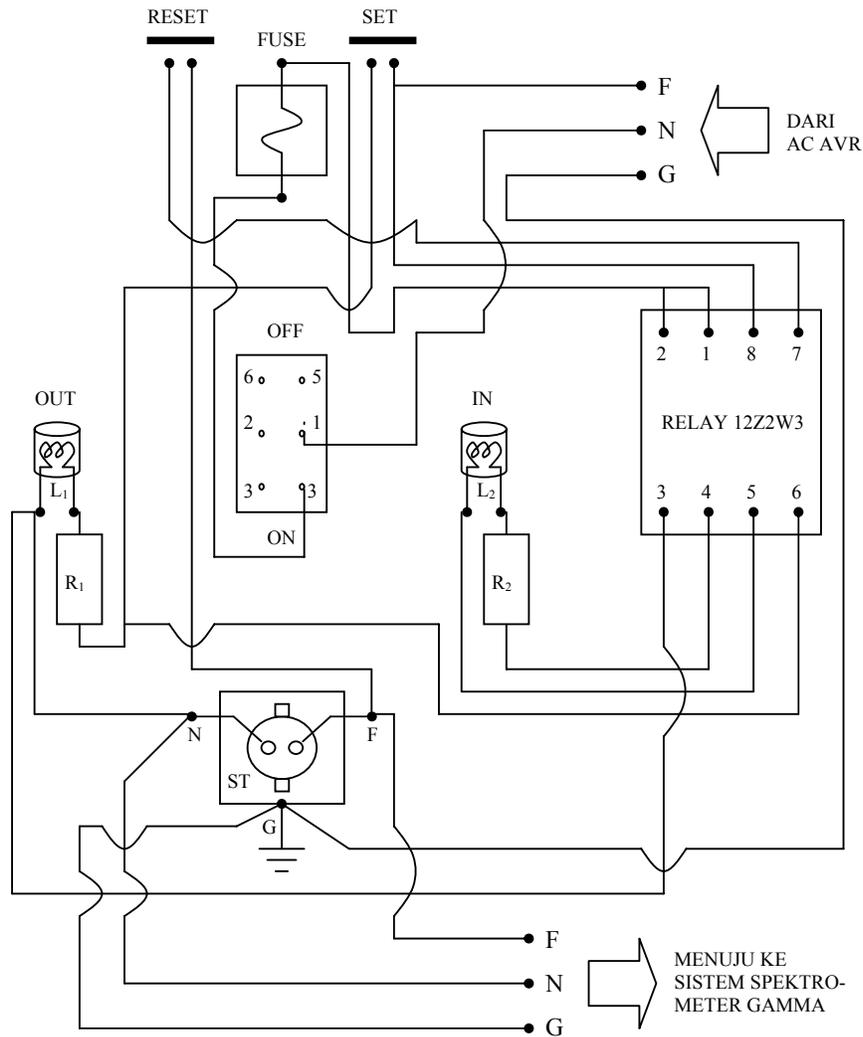


Gambar 3 Bentuk fisik instalasi sistem proteksi dan power supply model SKU-3000 VA

Dengan kondisi instalasi sistem proteksi seperti di atas dapat dipastikan bahwa tegangan keluaran sistem proteksi hanya bisa dihentikan/dimatikan dengan meng-off-kan saklar dorong yang terdapat pada muka panel kontrol sistem proteksi tersebut.

IV. HASIL

SEBELUM MODIFIKASI



Gambar 4 Skema sistem proteksi power supply spektrometer gamma detektor HPGe GC1018 sebelum dimodifikasi

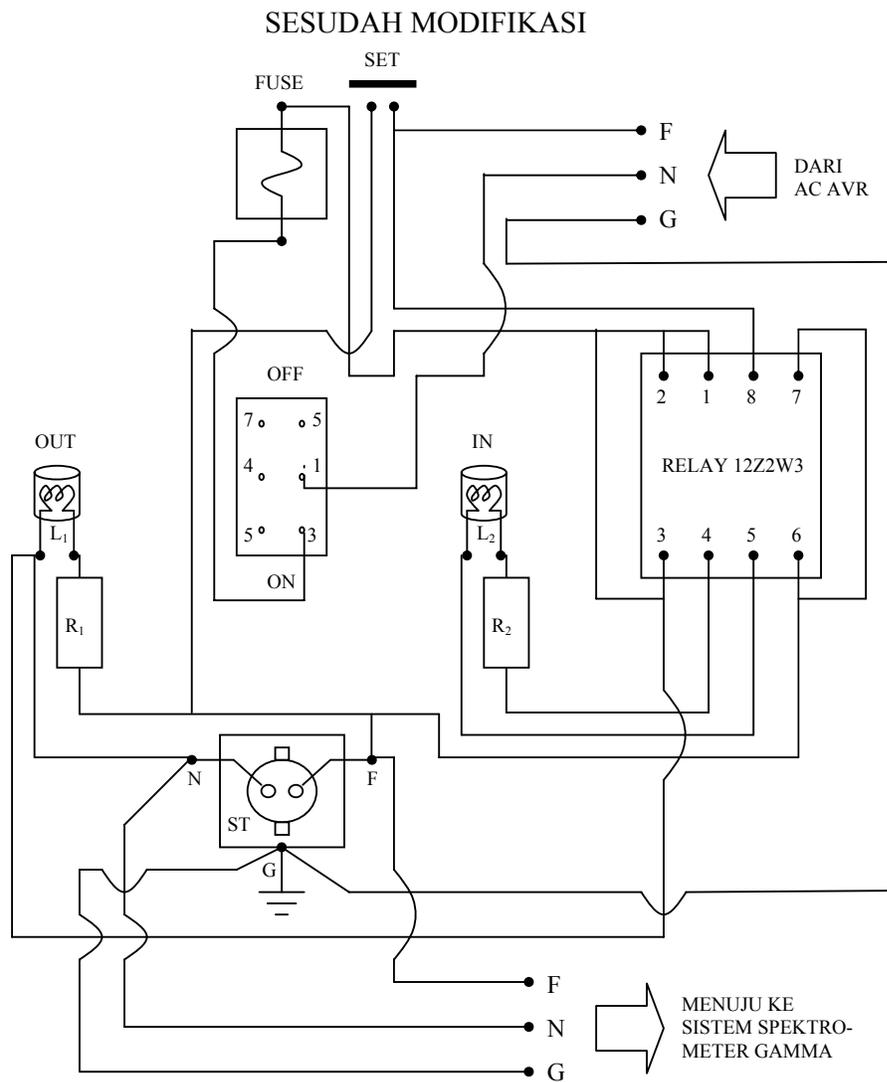
Tabel 1. Data kondisi kerja power supply terhadap sistem tegangan tinggi Tennelec TC 950 tanpa sistem proteksi

No	Kondisi supply daya dari PLN	Tegangan input HV Tennelec TC 950	Kondisi sistem pencacah spektrometer gamma detektor HPGe GC1018
1	Hidup tahap I	220 Volt	Aktif dalam operasi pencacahan
2	Tiba-tiba terputus	0 Volt	Tiba-tiba berhenti dari proses pencacahan dan posisi HV pada tegangan kerja (+ 4500 Volt)
3	Hidup Tahap II	220 Volt	Aktif kembali dan proses pencacahan dapat dilanjutkan kembali melalui menu awal software, namun kondisi ini mengakibatkan kerusakan sistem pencacah terutama HV-nya karena posisi starter tegangan melonjak dari 0 (nol) langsung + 4500 Volt

Data kondisi kerja power supply terhadap sistem tegangan tinggi Tennelec TC 950 menggunakan sistem proteksi setelah dimodifikasi

Sistem proteksi		Tegangan proteksi	
Saklar	Set	Input	Output
OFF	NC-OFF	0 Volt	0 Volt
ON	NC-OFF	220 Volt	0 Volt
ON	NC-ON	220 Volt	220 Volt
ON	NC-OFF	220 Volt	220 Volt
ON	NC-OFF	0 Volt	0 Volt
ON	NC-OFF	220 Volt	0 Volt *)
ON	NC-ON	220 Volt	220 Volt **)
ON	NC-OFF	220 Volt	220 Volt ***)

- \*) Posisi pertama
- \*\*) Posisi kedua
- \*\*\*) Posisi ketiga



Gambar 5 Skema sistem proteksi power supply spektrometer gamma detektor HPGe GC1018 setelah dimodifikasi

Pada posisi pertama Tabel 2 adalah saat supply daya PLN aktif lagi, tegangan output sistem proteksi 0 Volt sehingga HV sistem pencacah tidak langsung pada posisi starter tegangan + 4500 Volt. Operator dapat menurunkan tegangan HV sampai nol (0) Volt sebelum mengaktifkannya kembali (kondisi HV aman). Posisi kedua Tabel 2 memperlihatkan bahwa supply daya ke HV sistem pencacah diaktifkan kembali dengan menekan tombol NC-Set, kondisi HV terhindar dari kerusakan karena operator memiliki kesempatan yang cukup untuk mengatur kembali tegangan HV sampai nol (0) Volt. Pada posisi ketiga Tabel 2 ini menunjukkan bahwa tegangan output sistem proteksi aktif kembali, namun kondisi HV kurang aman karena penyebab terhentinya supply daya adalah

penekanan tombol Reset. Dalam kondisi ini peluang kesalahan operasi pencacah cukup besar, karena hanya tersedia waktu yang singkat untuk mengatur kembali HV pada posisi nol (0) Volt.

Tabel 2 Data kondisi kerja power supply terhadap sistem tegangan tinggi Tennelec TC 950 menggunakan sistem proteksi sebelum dimodifikasi

No	Kondisi supply daya dari PLN	Tegangan input HV Tennelec TC 950	Sistem proteksi			Tegangan proteksi	
			Saklar	Set	Reset	Input	Output
1	Hidup tahap I	220 Volt	OFF	NC-OFF	NC-OFF	0 Volt	0 Volt
			ON	NC-OFF	NC-OFF	220 Volt	0 Volt
			ON	NC-ON	NC-OFF	220 Volt	220 Volt
2	Tiba-tiba terputus	0 Volt	ON	NC-OFF	NC-OFF	0 Volt	0 Volt
3	Hidup Tahap II	0 Volt	ON	NC-OFF	NC-OFF	220 Volt	0 Volt *)
			ON	NC-ON	NC-OFF	220 Volt	220 Volt **)
			ON	NC-OFF	NC-ON	220 Volt	0 Volt
			ON	NC-ON	NC-OFF	220 Volt	220 Volt ***)

\*) Posisi pertama

\*\*\*) Posisi kedua

\*\*\*\*) Posisi ketiga

Pada posisi pertama Tabel 2 adalah saat supply daya PLN aktif lagi, tegangan output sistem proteksi 0 Volt sehingga HV sistem pencacah tidak langsung pada posisi starter tegangan + 4500 Volt. Operator dapat menurunkan tegangan HV sampai nol (0) Volt sebelum mengaktifkannya kembali (kondisi HV aman). Posisi kedua Tabel 2 memperlihatkan bahwa supply daya ke HV sistem pencacah diaktifkan kembali dengan menekan tombol NC-Set, kondisi HV terhindar dari kerusakan karena operator memiliki kesempatan yang cukup untuk mengatur kembali tegangan HV sampai nol (0) Volt. Sedangkan pada posisi ketiga Tabel 2 ini menunjukkan bahwa tegangan output sistem proteksi tetap aktif, kondisi HV juga aman walaupun penekanan tombol NC-Set dilakukan. Dalam kondisi ini peluang kesalahan operasi pencacah sangat kecil karena tidak ada lagi kesempatan operator untuk memutus aliran power supply melalui tombol Reset.

## V. PEMBAHASAN

Skema sistem proteksi power supply spektrometer gamma detektor HPGe GC1018 sebelum dan sesudah dimodifikasi dapat dilihat pada gambar 4 dan 5. Sedangkan skema kaki panel hubung relay 12Z2W3 ditunjukkan pada gambar 1. Dari gambar-gambar tersebut dapat diamati kinerja arus dan tegangan sistem proteksi power supply, baik sebelum dimodifikasi maupun setelah dimodifikasi. Pada prinsipnya langkah modifikasi adalah menjaga konsistensi keluaran tegangan sistem proteksi dari pemutusan arus yang disebabkan oleh adanya kesalahan operasi. Hal ini dilakukan untuk menjaga keamanan sistem spektrometer gamma terutama pada sistem tegangan tingginya dari perubahan arus dan tegangan listrik yang terjadi seketika.

## VI. KESIMPULAN

Dari proses modifikasi sistem proteksi *power supply* spektrometer gamma detektor HPGe GC1018 telah diperoleh suatu sistem perangkat keras untuk melindungi sistem spektrometer gamma, terutama bagian *High Voltage* dari kesalahan operasi. Hasil modifikasi ini berupa sistem instalasi tanpa tombol *reset* dan beberapa perubahan pada saluran kaki panel hubung *relay* 12Z2W3. Saluran kabel lampu indikator *output* langsung menuju ke tombol *set*, selanjutnya dihubungkan ke saluran kabel *fasa output* sistem proteksi. Dengan kondisi instalasi sistem proteksi *power supply* seperti ini maka kesalahan operasi dapat dihindarkan dan sistem HV *Tennelec* TC 950 5 kV tersebut dapat terhindar dari kerusakan akibat lonjakan tegangan dari nol (0) ke 4500 Volt (positif) dan kualitas kestabilan/kinerja sistem *power supply* yang kurang baik.

## DAFTAR PUSTAKA

1. NOEL M. MORIS, Electrical and Electronic Principles, A long man grup company first publised in great Britain, 1980
2. CAMPBELL J.L, et.al, Nuclear Instrument Methods, 1977
3. NICHOLAS TSOULFANIDIS, Measurements Procedures, NCRP Report No.58, I edition, 1978
4. BARRY WOOLLARD, Practical Electronics, McGraw-Hill Book Company, 1979

**DISTRIBUSI CESIUM-137 PADA BERBAGAI TIPE TEKSTUR TANAH**

Simon Petrus Gurusinga  
PATIR - BATAN

**ABSTRAK**

DISTRIBUSI CESIUM-137 PADA BERBAGAI TIPE TEKSTUR TANAH. Studi distribusi cesium-137 terkandung pada tanah berbagai tipe tekstur telah dilakukan secara berlapis dengan interval tebal 2 cm. Distribusi cesium-137 pada tanah tidak terganggu dan tidak tererosi, tipe tekstur: lempung liat berdebu, lempung berpasir, liat dan liat berdebu adalah berbentuk kurva makin kecil mengikuti tebal interval kedalaman tanah sampai kedalaman tertentu dan bentuk tersebut adalah sama antara yang satu dengan yang lain. Pada tanah olah, tanah dengan tipe tekstur: lempung liat berdebu, lempung berpasir, liat dan liat berdebu, distribusi cesium-137 cenderung berbentuk plat mengikuti tebal interval kedalaman tanah dan cenderung homogen, disebabkan cesium-137 teraduk oleh pengolahan tanah. Bersamaan dengan pengaruh tipe tekstur, pengaruh pengolahan tanah dapat pula mengakibatkan kedalaman distribusi cesium-137 berubah makin dalam. Pengolahan lahan tidak mengubah total aktivitas cesium-137 terkandung di dalam tanah, tetapi dapat mengubah bentuk dan kedalaman distribusi cesium-137 pada tanah yang bersangkutan. Pada semua tipe tekstur yang telah dipelajari, dapat mengalami pengurangan total aktivitas cesium-137 karena pengaruh erosi tanah dan dapat pula mengalami penambahan total aktivitas cesium-137 karena pengaruh deposit tanah.

**ABSTRACT**

DISTRIBUTION OF CESIUM-137 IN THE VARIOUS TYPE OF SOIL TEXTURES. Study of cesium-137 distribution content in the various type soil textures have been conducted in layered with thick interval 2 cm. Distribution of cesium-137 in the undisturb soils and do not the erosion, type textures: silty clay loam, sandy loam, clay and silty clay are the in form of curve more and more to minimize to follow thick of soil deepness interval until the certain deepness and the the form are of equal between which is one with other. At cultivated soils, with type textures: silty clay loam, sandy loam, clay and silty clay, distribution of cesium-137 tend to the in form of plate follow thick of soil deepness interval and tend to homogeneous, caused by of cesium-137 mixed by cultivated land. At the same time with type tekstur influence, cultivated land influence earn also result thickness of distribution cesium-137 change to more and more thickness. Cultivated of farm do not change total activity of cesium-137 content in the soil, but can transform and thickness of distribution of cesium-137 at pertinent soil. At all of type of textures which have been learned, can experience of reduction of total activity of cesium-137 because influence of soil erosion and earn also experience of addition activity of cesium-137 are because influence of soil deposit.

## PENDAHULUAN

Secara kimia unsur cesium dan biasanya ditulis dengan simbol Cs, terdiri dari 3 jenis isotop yaitu: cesium-138 ( $^{138}\text{Cs}$ ), cesium-137 ( $^{137}\text{Cs}$ ) dan cesium-136 ( $^{136}\text{Cs}$ ). Pada ketiga macam isotop tersebut, cesium-137 adalah merupakan isotop radioaktif disebut radioisotop cesium-137. Sedangkan cesium-138 dan cesium-136 bukan merupakan isotop radioaktif, tetapi isotop stabil yang mempunyai sifat tidak memancarkan radiasi. Radioisotop cesium-137 ialah suatu unsur kimia bernama cesium-137 dan secara simbol ditulis  $^{137}\text{Cs}$ , bersifat radioaktif dan memancarkan radiasi gamma dengan energi 662 Kev dan mempunyai waktu paroh 30 tahun [1, 2, 3, 4].

Radioisotop cesium-137 yang terkandung di dalam tanah adalah bukan merupakan radioisotop buatan, tetapi berasal dari jatuhan (**fallout**) radioisotop cesium-137 yang pernah terdapat di atmosfer dan bersama dengan curah hujan jatuh ke permukaan tanah [5, 6, 7, 8]. Radioisotop cesium-137 terdapat di atmosfer adalah berasal dari sejumlah percobaan ledakan nuklir yang telah dilakukan oleh negara-negara yang memiliki teknologi nuklir maju. Pada awalnya jatuhan radioisotop cesium-137 diketahui terkandung pada sampel air hujan. Kemudian jatuhan radioisotop cesium-137 diketahui pula terkandung di dalam tanah. Jatuhan radioisotop cesium-137 di dalam tanah di berbagai negara belahan utara khatulistiwa mulai terukur pada pertengahan tahun 1950 sampai pertengahan tahun 1970, sedangkan di berbagai negara belahan selatan khatulistiwa mulai terukur pada pertengahan tahun 1953 sampai pertengahan tahun 1970 [9, 10, 11].

Studi kandungan cesium-137 di dalam tanah mulai banyak dilakukan dan pada mulanya adalah bertujuan untuk mengetahui bentuk distribusi cesium-137 di dalam tanah, baik tanah yang tidak terganggu oleh kegiatan manusia karena bersifat cagar alam, maupun tanah yang terganggu oleh kegiatan manusia dalam kaitannya dengan pengolahan tanah sebagai lahan pertanian yang umumnya luas pada daerah-daerah dataran rendah [12, 13]. Pada hasil penelitian ini diperoleh bahwa radioisotop cesium-137 teradsorpsi kuat oleh partikel tanah dan hal ini mengakibatkan distribusi cesium-137 hanya mencapai beberapa puluh sentimeter terkandung di dalam tanah atas (**top soil**), walaupun jatuhan radioisotop cesium-137 telah berlangsung dari tahun 1950 sampai tahun 1970 (selama 20 tahun) yang lalu atau dari tahun 1953 sampai tahun 1970 (selama 17 tahun) yang lalu. Radioisotop cesium-137 teradsorpsi oleh partikel atau butiran tanah sejak tahun 1950 sampai 1970 dan mengikuti perubahan waktu dalam periode beberapa tahun tersebut, telah terjadi akumulasi

cesium-137 di dalam tanah dan terbentuk distribusi konsentrasi atau aktivitas cesium-137 mengikuti perubahan lapisan tebal tanah atas [14, 15, 16].

Di Indonesia terdapat berbagai macam tanah antara lain: latosol, andosol, mediteran, alluvial, regosol, litosol, grumusol dan podsolik. Pada berbagai macam tanah tersebut terdapat pula berbagai tipe tekstur tanah. Pada semua jenis tanah tersebut telah terkandung radioisotop cesium-137. Studi distribusi cesium-137 akan dilakukan pada jenis tanah jenis tanah asosiasi latosol coklat dan regosol kelabu; kompleks latosol merah kekuningan-latosol coklat kemerahan; podsolik merah kekuningan; latosol coklat kekuningan. Pada masing-masing jenis tanah dimaksud mempunyai tekstur tertentu dan studi distribusi cesium-137 akan dilakukan terhadap 2 macam kondisi yaitu: tanah belum terganggu karena cagar alam dan tanah sudah terganggu karena pengolahan tanah sebagai lahan pertanian. Tujuan dari studi ini adalah untuk mengetahui pola distribusi cesium-137 yang terkandung di dalam berbagai tipe tekstur tanah.

## **METODE**

### **Lokasi studi**

Untuk menentukan lokasi studi agar sesuai dengan tipe tekstur tanah yang diharapkan, digunakan peta tanah yang dibuat oleh Lembaga Penelitian Tanah, Bogor. Berpedoman pada peta tanah tersebut, dipilih beberapa daerah sebagai lokasi studi yaitu; Pasirkuda-Ciesek, Bogor, mempunyai jenis tanah asosiasi latosol coklat dan regosol kelabu; Cihanje, Purwakarta, mempunyai jenis tanah kompleks latosol merah kekuningan-latosol coklat kemerahan; Jasinga, Bogor, mempunyai jenis tanah podsolik merah kekuningan; Pondok Gedeh-Cisarua, Bogor, mempunyai jenis tanah latosol coklat kekuningan.

### **Pengambilan sampel tanah**

Pengambilan sampel tanah dilakukan pada masing-masing lokasi terdiri dari 2 bagian yaitu: bagian pertama adalah pengambilan sampel dilakukan pada tanah tidak terganggu pada hutan cagar alam dan bagian kedua adalah pengambilan sampel dilakukan pada tanah terganggu akibat lahan pertanian. Khusus pada lahan pertanian, pengambilan sampel tanah dilakukan pada lahan pertanian sayur-sayuran, karena tanah pada lahan ini diperkirakan telah mengalami pengolahan secara kontinu dengan cara tradisional sebagaimana umumnya cara petani pada daerah dimaksud. Pengambilan sampel tanah pada

lahan ini adalah untuk memperoleh bentuk distribusi cesium-137 pada tanah yang teraduk akibat pengolahan lahan (**cultivated land**).

### 1. Sampel tanah untuk penentuan kandungan cesium-137

Pengambilan sampel tanah dilakukan dengan metode skrap [14] dengan menggunakan alat skrap tanah ukuran panjang 50 cm dan lebar 20 cm atau luas 1000 cm<sup>2</sup>, terbuat dari bahan plat aluminium mempunyai tebal 2 mm. Cara menyekrap tanah hampir sama dengan cara yang dilakukan pada menyekrap kayu. Untuk satu unit sampel tanah dilakukan penyekrapan tanah setebal 2,0 cm. Pada setiap titik yang pengambilan sampel tanah yang telah ditentukan, dilakukan pengambilan sampel mencapai kedalaman 30 sampai 40 cm sehingga diperoleh sebanyak 15 sampai 20 unit sampel tanah pada setiap titik. Pada tanah tidak terganggu pengambilan sampel tanah dilakukan dengan 5 ulangan dan pada lahan pertanian juga dilakukan pengambilan sampel tanah dengan 5 ulangan.

### 2. Sampel tanah untuk penentuan tekstur tanah

Pengambilan sampel tanah dilakukan dengan metode coring [15] dengan menggunakan alat tabung diameter 15 cm, panjang 40 cm terbuat dari bahan steinlistil. Pengambilan sampel tanah dilakukan dengan cara memukul ujung atas tabung steinlistil sehingga ujung bawah masuk ke dalam tanah mencapai kedalaman 40 cm. Pada masing-masing lokasi dilakukan dengan 3 ulangan dan diaduk. Untuk menentukan tipe tekstur tanah, sampel tanah dikirim ke Lembaga Penelitian Tanah, Bogor.

### Mempersiapkan sampel

Setiap sampel tanah dijemur atau dikeringkan pada lembar plastik, kemudian sampel tanah kering ini ditimbang dan diperoleh berat tanah kering dalam satuan gram. Selanjutnya tanah kering ditumbuk, lalu diayak untuk memisahkan fraksi butiran (partikel) tanah berukuran lebih besar 2 mm (kerikil) dengan fraksi butiran tanah berukuran  $\leq 2$  mm (pasir, debu dan liat) Fraksi butiran tanah berukuran lebih besar 2 mm ditimbang dan kemudian fraksi butiran tanah berukuran  $\leq 2$  mm juga ditimbang. Diperoleh berat fraksi butiran kasar berukuran lebih besar 2 mm dalam satuan gram dan berat fraksi butiran halus berukuran  $\leq 2$  mm dalam satuan gram. Fraksi tanah  $\leq 2$  mm sebanyak 350 gram tanah kering tersebut dimasukkan ke dalam suatu tabung **merinelli** (wadah khusus untuk sampel

tanah dimana kandungan cesium-137 diukur menggunakan detektor HPGe), adalah merupakan sub-sampel tanah. Sejumlah tabung merinelli telah berisi sub-sampel tanah disimpan sementara dan merupakan sampel-sampel yang sudah siap dilakukan pengukuran aktivitas kandungan cesium-137 pada tanah.

### **Mempersiapkan instrumen spektrometri gamma**

Dilakukan pencacahan latar (**background**) dengan cara memasang tabung merinelli kosong (tanpa berisi tanah) pada detektor HPGe dan mengoperasikan instrument nuklir spektrometri gamma selama 15 jam. Kalibrasi instrumen spektrometri gamma dilakukan dengan menggunakan 350 gram tanah **standar International Atomic Energy Agency (IAEA)** mempunyai total aktivitas cesium-137 sebesar 445 Bq/kg dan sudah dipersiapkan di dalam tabung merinelli. Pada kalibrasi ini pencacahan pemancaran radiasi gamma dari cesium-137 yang terkandung di dalam tanah standar dilakukan selama 15 jam (periode waktu percacahan adalah 15 jam) pada saluran puncak energi gamma cesium-137 (662 keV). Pada kalibrasi ini diperoleh suatu hubungan antara luas spektrum cesium-137 energi 662 keV yang teranalisis pada spektrometri gamma dengan aktivitas cesium-137 (Bq/kg) yang terkandung pada tanah.

### **Pengukuran aktivitas cesium-137**

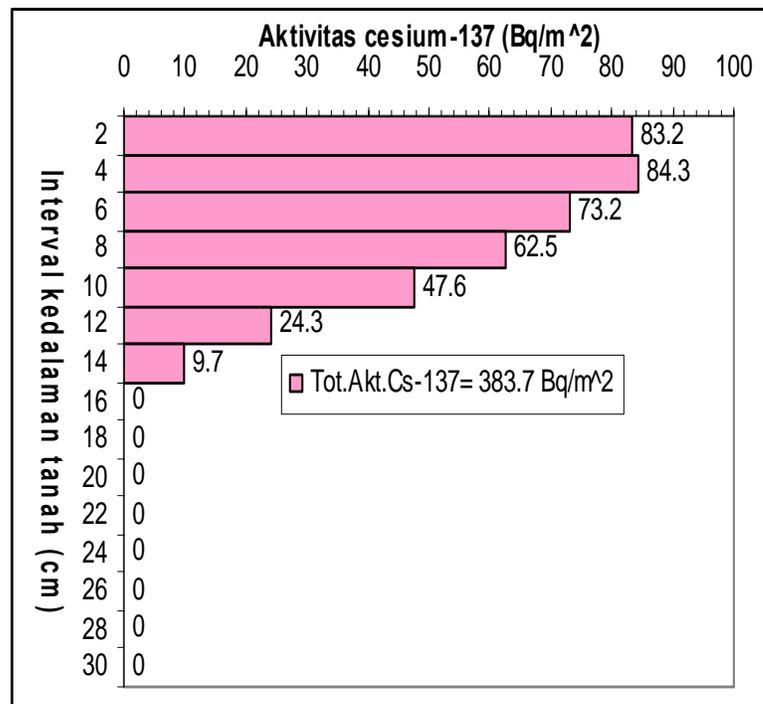
Pengukuran aktivitas cesium-137 pada subsampel dilakukan dengan metode spektrometri gamma [16]. Didalam sejumlah tabung merinelli masing-masing berisi sebanyak 350 gram sub-sampel tanah fraksi halus yang telah dipersiapkan untuk pengukuran aktivitas cesium-137. Setiap tabung merinelli berisi sebanyak 350 gram sub-sampel tanah fraksi halus dipasang pada detektor **HPGe** dan spektrometri gamma dioperasikan pada saluran puncak energi 662 keV selama 15 jam. Hasil yang diperoleh pada spektrometri gamma ini adalah aktivitas cesium-137 yang memancarkan sinar gamma dari sampel tanah sesuai dengan luas puncak spectrum gamma yang terdeteksi. Selanjutnya aktivitas cesium-137 terkandung di dalam sampel tanah 350 gram yang diperoleh dikurangi dengan pencacahan latarbelakang. Aktivitas cesium-137 terkandung dalam sampel tanah dikonversikan menjadi satuan Becquerel per kilogram (Bq/kg). Selanjutnya nilai aktivitas cesium-137 dalam satuan Becquerel per kilogram (Bq/kg) dikalikan dengan berat sampel tanah terkoreksi dalam satuan kilogram (kg) dan kemudian dibagi dengan luas permukaan sampel tanah yang diambil dalam satuan meter kuadrat

(m<sup>2</sup>) yang telah dilakukan menggunakan alat skrap, sehingga diperoleh aktivitas cesium-137 dalam satuan Becquerel per meter kuadrat (Bq/m<sup>2</sup>) pada setiap sub-sampel tanah. Hasil yang diperoleh pada pengukuran ini adalah nilai total aktivitas sub-sampel tanah cesium-137 tidak terganggu dan total aktivitas cesium-137 sub-sampel tanah pada lahan pertanian dalam satuan Bq/m<sup>2</sup> disebut inventori cesium-137 pada tanah.

**HASIL DAN PEMBAHASAN**

**Distribusi cesium-137 pada tanah tekstur lempung liat berdebu**

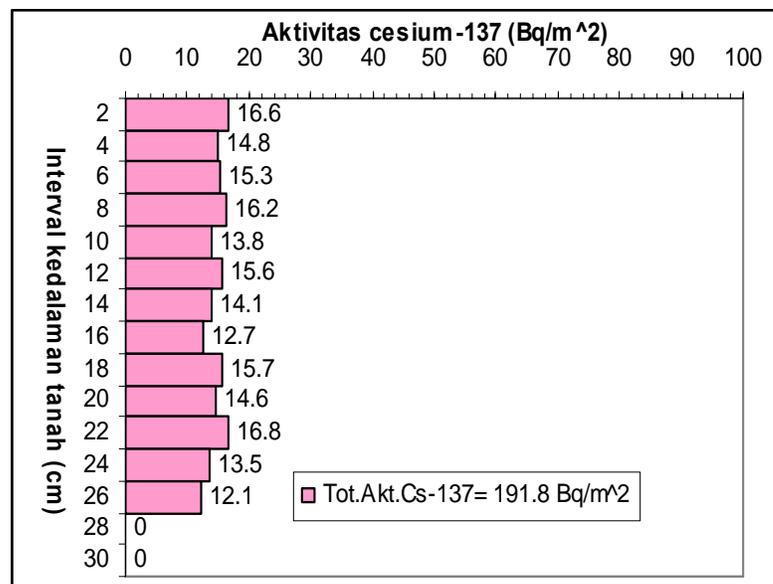
Hasil analisis ukuran partikel tanah dari sejumlah sampel tanah yang telah diambil di wilayah Cihanje, Purwakarta, diperoleh bahwa tanah kompleks latosol merah kekuningan adalah merupakan tanah yang mempunyai tekstur lempung liat berdebu. Hasil analisis kandungan cesium-137 pada sampel tanah tidak terganggu dengan cara pelapisan dan masing-masing lapisan mempunyai tebal 2 cm, diperoleh kandungan cesium-137 di dalam tanah tekstur lempung liat berdebu pada tanah tidak terganggu ditunjukkan pada Gambar 1.



Gambar 1. Distribusi cesium-137 di dalam tanah tekstur lempung liat berdebu pada tanah tidak terganggu dan tidak tererosi

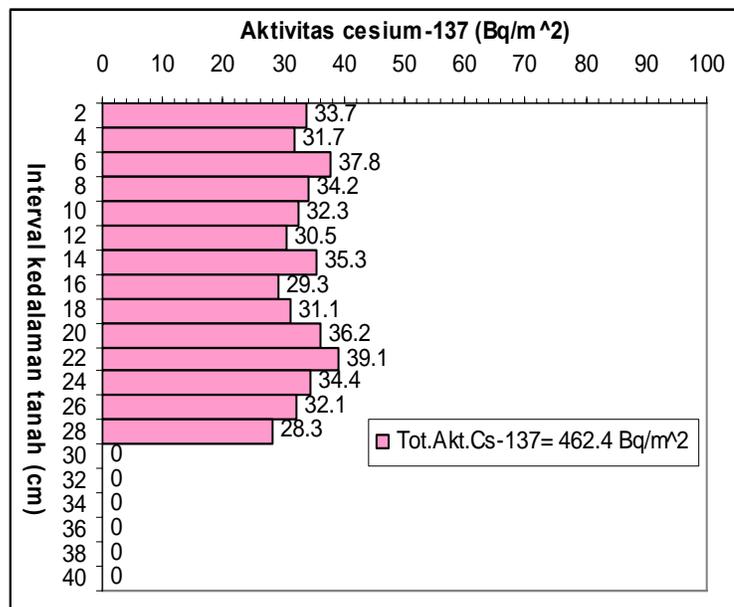
Pada Gambar 1 dapat dilihat bahwa aktivitas cesium-137 tertinggi berada pada kedalaman 0 sampai 8 cm, kemudian mengikuti perubahan interval kedalaman tanah diperoleh aktivitas cesium-137 makin berkurang hingga kedalaman 14 cm. Lebih dalam dari 14 cm, aktivitas cesium-137 tidak terdeteksi atau terukur dan dinyatakan sama dengan nol. Total aktivitas cesium-137 (inventori cesium-137) terkandung pada tanah tekstur lempung liat berdebu, yang diperoleh pada tanah tidak terganggu adalah  $383,7 \text{ Bq/m}^2$ . Dengan memperhatikan bentuk diagram balok pada Gambar 1, dapat diperkirakan bahwa cesium-137 teradsorpsi kuat oleh partikel tanah tekstur lempung liat berdebu, menyebabkan kedalaman cesium-137 terdistribusi hanya mencapai 14 cm.

Pengambilan sampel tanah yang telah dilakukan pada tanah lahan pertanian dengan cara per lapisan dan masing-masing lapisan tebal 2 cm, diperoleh kurva kandungan cesium-137 pada tanah lempung liat berdebu ditunjukkan pada Gambar 2. Aktivitas cesium-137 cenderung tidak berbeda nyata antara interval kedalaman tanah, diperkirakan hal ini dapat terjadi karena pengaruh pengolahan tanah secara kontinu mengikuti musim bercocok tanam. Pengolahan tanah secara kontinu mengikuti musim bercocok tanam mengakibatkan menjadi teraduk sehingga terbentuk aktivitas cesium-137 homogen. Pada Gambar 2 dapat dilihat pula bahwa total aktivitas cesium-137 terkandung di dalam tanah adalah  $191,8 \text{ Bq/m}^2$  dengan kedalaman mencapai 26 cm.



Gambar 2. Distribusi cesium-137 di dalam tanah tekstur lempung liat berdebu pada tanah olah

Pada Gambar 3 diperlihatkan suatu distribusi cesium-137 di dalam tanah tekstur lempung liat berdebu yang diperoleh pada lahan pertanian dimana pada distribusi ini total aktivitas cesium-137 adalah  $462,4 \text{ Bq/m}^2$ . Ternyata total aktivitas cesium-137 yang diperoleh pada Gambar 3 adalah lebih besar dari pada total aktivitas cesium-137 yang telah diperoleh pada Gambar 1, tanah tidak terganggu dan tidak tererosi. Hal seperti ini dapat terjadi diperkirakan disebabkan ada konsentrasi cesium-137 yang terangkut bersama partikel tanah oleh aliran air di permukaan tanah dari tempat lain dan terdeposisi pada tempat atau titik pengambilan sampel.

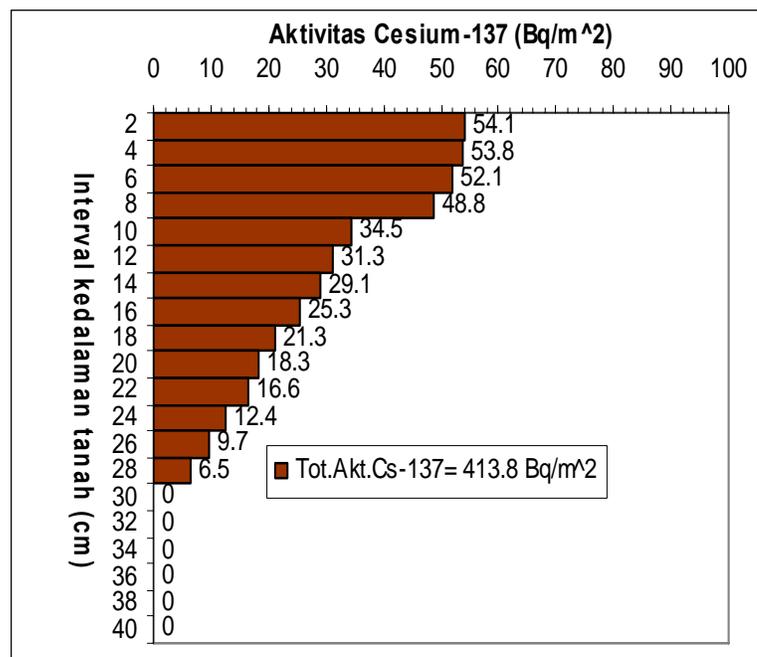


Gambar 3. Distribusi cesium-137 di dalam tanah tekstur lempung liat berdebu pada tanah olah

Distribusi cesium-137 terkandung di dalam tanah tekstur lempung liat berdebu yang telah diperoleh secara per lapisan 2 cm dan ditunjukkan pada Gambar 1 adalah merupakan suatu ciri khas cesium-137 terkandung di dalam tanah dimaksud pada kondisi tidak terganggu dan tidak tererosi. Distribusi cesium-137 terkandung di dalam tanah yang sama dan pada daerah yang sama, ditunjukkan pada Gambar 2 adalah merupakan ciri khas cesium-137 terkandung di dalam tanah olah yang tererosi. Distribusi cesium-137 terkandung di dalam tanah yang sama dan pada daerah yang sama, ditunjukkan pada Gambar 3 adalah merupakan ciri khas cesium-137 terkandung di dalam tanah yang terdeposit.

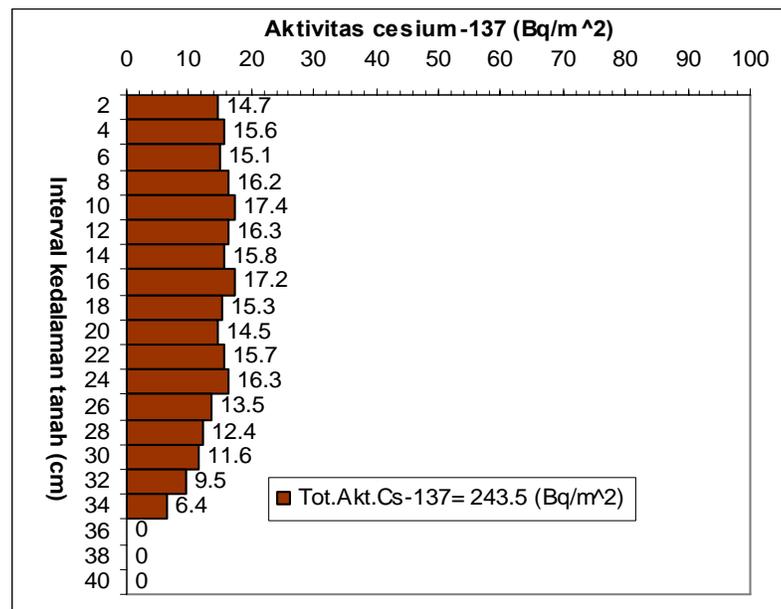
**Distribusi cesium-137 pada tanah tekstur lempung berpasir**

Hasil analisis ukuran partikel tanah dari sejumlah sampel tanah yang telah diambil di wilayah Pasirkuda Ciesek, Bogor, diperoleh bahwa tanah asosiasi latosol coklat dan regosol kelabu adalah merupakan tanah yang mempunyai tekstur lempung berpasir. Hasil analisis kandungan cesium-137 pada sampel tanah tidak terganggu dengan cara perlapisan dan masing-masing lapisan mempunyai tebal 2 cm, diperoleh kandungan cesium-137 di dalam tanah tekstur lempung berpasir pada tanah tidak terganggu ditunjukkan pada Gambar 4. Pada Gambar 4 dapat dilihat bahwa aktivitas cesium-137 tertinggi berada pada kedalaman 0 sampai 4 cm, kemudian mengikuti perubahan interval kedalaman tanah diperoleh aktivitas cesium-137 makin berkurang hingga kedalaman 28 cm. Lebih dalam dari 28 cm, aktivitas cesium-137 tidak terdeteksi atau terukur dan dinyatakan sama dengan nol. Total aktivitas cesium-137 (inventori cesium-137) terkandung di dalam tanah lempung berpasir yang diperoleh pada tanah tidak terganggu adalah 413.8 Bq/m<sup>2</sup>. Dengan memperhatikan bentuk diagram balok pada Gambar 4, dapat dikatakan bahwa cesium-137 teradsorpsi kuat oleh partikel tanah lempung berpasir, sehingga kedalaman cesium-137 terdistribusi hanya mencapai 28 cm.

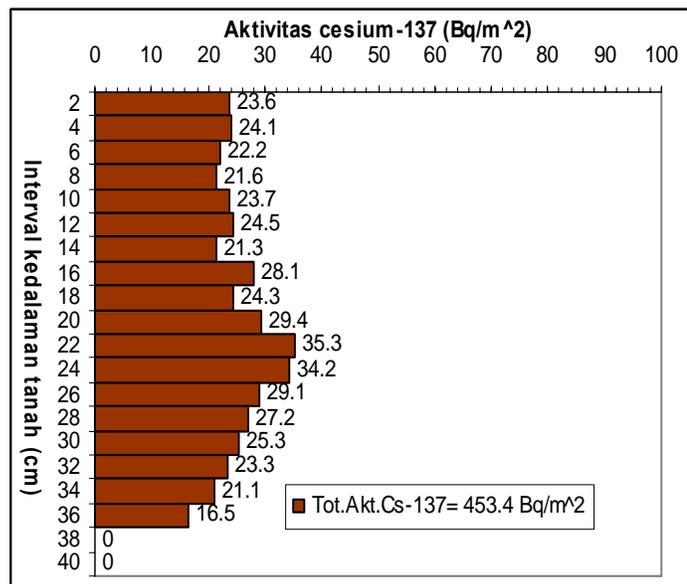


Gambar 4. Distribusi cesium-137 di dalam tanah tekstur lempung berpasir pada tanah tidak terganggu dan tidak tererosi

Pengambilan sampel tanah yang telah dilakukan pada tanah lahan pertanian dengan cara perlapisan dan masing-masing lapisan mempunyai tebal 2 cm, diperoleh kandungan cesium-137 pada tanah lempung berpasir, ditunjukkan pada Gambar 5. Dengan memperhatikan diagram balok mengikuti interval kedalaman tanah yang ditunjukkan pada Gambar 5 dapat dikatakan bahwa aktivitas cesium-137 yang diperoleh antara interval kedalaman, secara statistik dapat dianggap tidak berbeda nyata. Aktivitas cesium-137 tidak berbeda nyata antara interval kedalam tanah tersebut, menunjukkan bahwa konsentrasi cesium-137 di dalam tanah pada lahan pertanian dimaksud adalah homogen. Hal ini dapat terjadi diperkirakan karena pengaruh pengolahan tanah secara kontinu mengikuti waktu bercocok tanam mengakibatkan konsentrasi cesium-137 ikut teraduk sehingga terbentuk aktivitas cesium-137 homogen. Pada Gambar 7 ditunjukkan bahwa total aktivitas cesium-137 di dalam tanah adalah  $243,5 \text{ Bq/m}^2$  dengan kedalaman mencapai 34 cm.



Gambar 5. Distribusi cesium-137 di dalam tanah tekstur lempung berpasir pada tanah olah



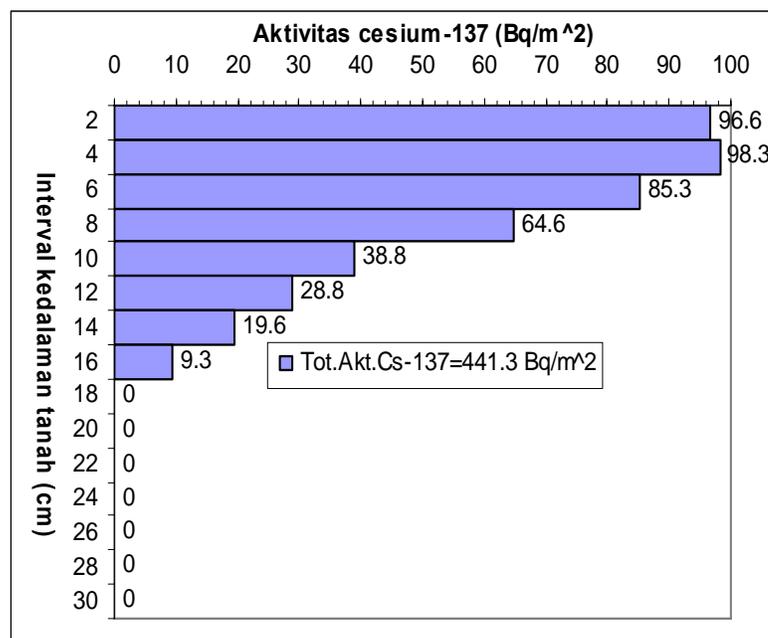
Gambar 6. Distribusi cesium-137 di dalam tanah tekstur lempung berpasir pada tanah olah

Pada Gambar 6 diperlihatkan suatu distribusi cesium-137 di dalam tanah tekstur lempung berpasir yang diperoleh pada lahan pertanian dimana pada distribusi ini total aktivitas cesium-137 adalah 453,4 Bq/m<sup>2</sup>. Ternyata total aktivitas cesium-137 pada tanah tidak terganggu dan tidak tererosi yang diperoleh pada Gambar 6 adalah lebih besar dari pada total aktivitas cesium-137 yang telah diperoleh pada Gambar 4. Hal seperti ini dapat terjadi diperkirakan disebabkan ada konsentrasi cesium-137 yang terangkut oleh aliran air di permukaan tanah dari tempat lain dan terdeposisi pada tempat atau titik pengambilan sampel.

Distribusi cesium-137 terkandung di dalam tanah tekstur lempung berpasir yang telah diperoleh secara per lapisan 2 cm dan ditunjukkan pada Gambar 3 adalah merupakan suatu ciri khas cesium-137 terkandung di dalam tanah dimaksud pada kondisi tidak terganggu dan tidak tererosi. Distribusi cesium-137 terkandung di dalam tanah yang sama dan pada daerah yang sama, ditunjukkan pada Gambar 4 adalah merupakan ciri khas cesium-137 terkandung di dalam tanah olah yang tererosi. Distribusi cesium-137 terkandung di dalam tanah yang sama dan pada daerah yang sama, ditunjukkan pada Gambar 5 adalah merupakan ciri khas cesium-137 terkandung di dalam tanah yang terdeposit.

### Distribusi cesium-137 pada tanah tekstur liat

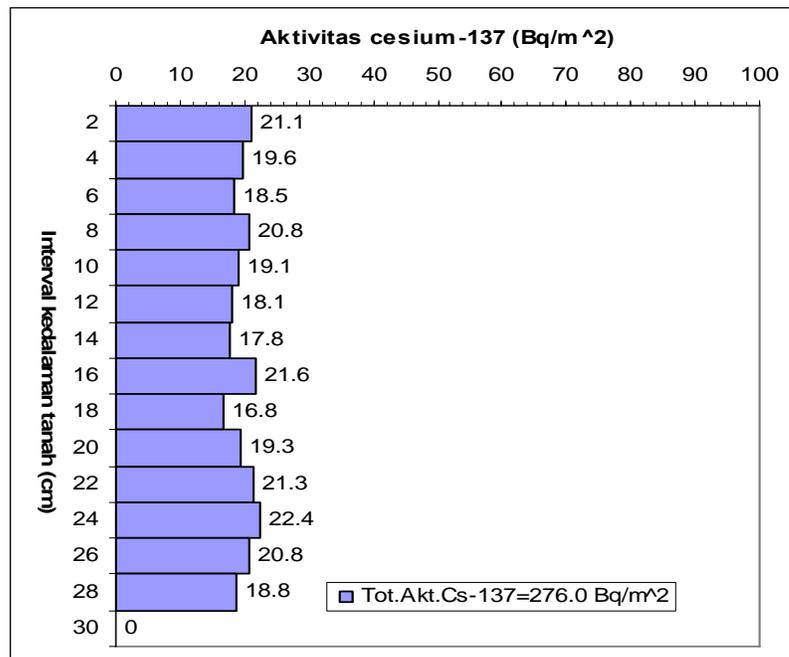
Hasil analisis ukuran partikel tanah dari sejumlah sampel tanah yang telah diambil di wilayah Jasinga, Bogor, diperoleh bahwa tanah podsolik merah kekuningan mempunyai tekstur liat. Hasil analisis kandungan cesium-137 pada sampel tanah tidak terganggu dengan cara perlapisan dan masing-masing lapisan mempunyai tebal 2 cm, diperoleh kandungan cesium-137 di dalam tanah tekstur liat pada tanah tidak terganggu ditunjukkan pada Gambar 7.



Gambar 7. Distribusi cesium-137 di dalam tanah tekstur liat pada tanah tidak terganggu dan tidak tererosi

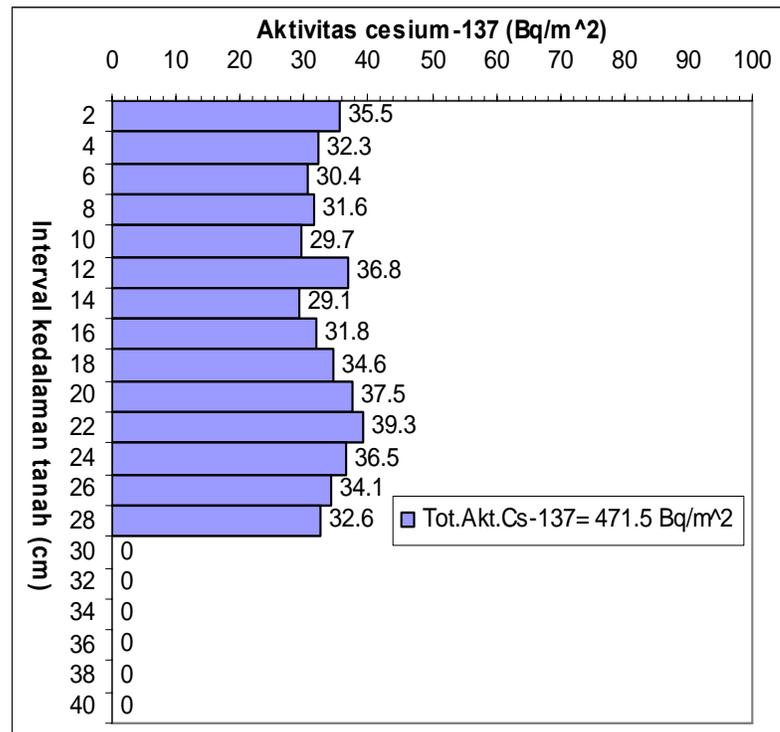
Pada Gambar 7 dapat dilihat bahwa aktivitas cesium-137 tertinggi berada pada kedalaman 0 sampai 4 cm, kemudian mengikuti perubahan interval kedalaman tanah diperoleh aktivitas cesium-137 makin berkurang hingga kedalaman 16 cm. Lebih dalam dari 16 cm, aktivitas cesium-137 tidak terdeteksi atau terukur dan dinyatakan sama dengan nol. Total aktivitas cesium-137 terkandung di dalam tanah tekstur liat yang diperoleh pada lokasi tidak terganggu adalah 441,3 Bq/m<sup>2</sup>. Dengan memperhatikan bentuk diagram balok pada Gambar 7, dapat dikatakan bahwa cesium-137 teradsorpsi kuat oleh partikel tanah tekstur liat, sehingga kedalaman cesium-137 terdistribusi hanya mencapai 16 cm.

Pengambilan sampel tanah yang telah dilakukan pada tanah lahan pertanian dengan cara per lapisan dan masing-masing lapisan mempunyai tebal 2 cm, diperoleh kandungan cesium-137 di dalam tanah tekstur liat podsolik merah kekuningan ditunjukkan pada Gambar 8. Pengolahan tanah secara kontinu mengikuti waktu bercocok tanam mengakibatkan konsentrasi cesium-137 ikut teraduk sehingga terbentuk aktivitas cesium-137 homogen. Pada Gambar 8 ditunjukkan bahwa total aktivitas cesium-137 di dalam tanah adalah 276,0 Bq/m<sup>2</sup> dengan kedalaman mencapai 28 cm.



Gambar 8. Distribusi cesium-137 di dalam tanah tekstur liat pada tanah olah

Pada Gambar 9 diperlihatkan suatu distribusi cesium-137 di dalam tanah tekstur liat yang diperoleh pada lahan pertanian dimana pada distribusi ini total aktivitas cesium-137 adalah 471,5 Bq/m<sup>2</sup>. Ternyata total aktivitas cesium-137 yang diperoleh pada Gambar 15 adalah lebih besar dari pada total aktivitas cesium-137 yang telah diperoleh pada Gambar 7, tanah tidak terganggu dan tidak tererosi. Hal seperti ini dapat terjadi diperkirakan disebabkan ada konsentrasi cesium-137 yang terangkut oleh aliran air di permukaan tanah dari tempat lain dan terdeposisi pada tempat atau titik pengambilan sampel.



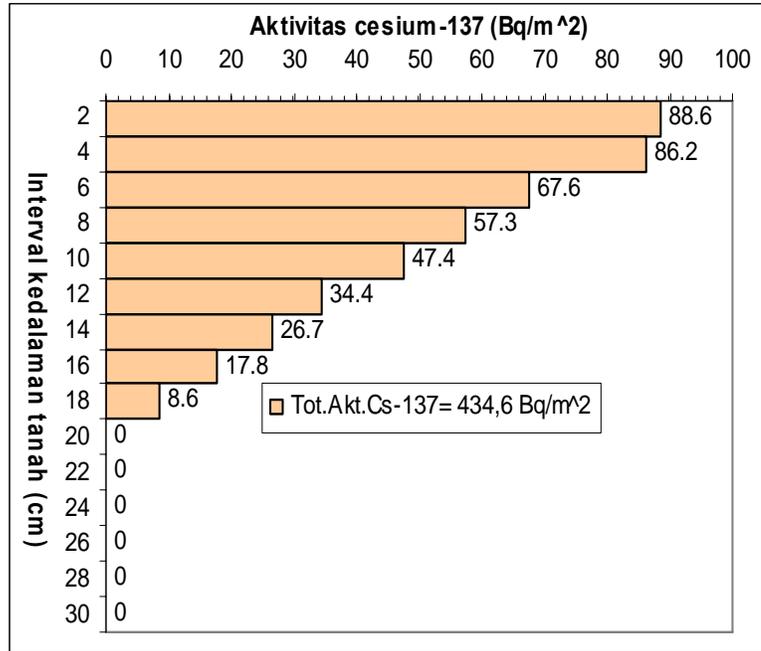
Gambar 9. Distribusi cesium-137 di dalam tanah tekstur liat pada tanah olah

Distribusi cesium-137 terkandung di dalam tanah tekstur liat yang telah diperoleh secara per lapisan 2 cm dan ditunjukkan pada Gambar 7 adalah merupakan suatu ciri khas cesium-137 terkandung di dalam tanah dimaksud pada kondisi tidak terganggu dan tidak tererosi. Distribusi cesium-137 terkandung di dalam tanah yang sama dan pada daerah yang sama, ditunjukkan pada Gambar 8 adalah merupakan ciri khas cesium-137 terkandung di dalam tanah olah yang tererosi. Distribusi cesium-137 terkandung di dalam tanah yang sama dan pada daerah yang sama, ditunjukkan pada Gambar 9 adalah merupakan ciri khas cesium-137 terkandung di dalam tanah yang terdeposit.

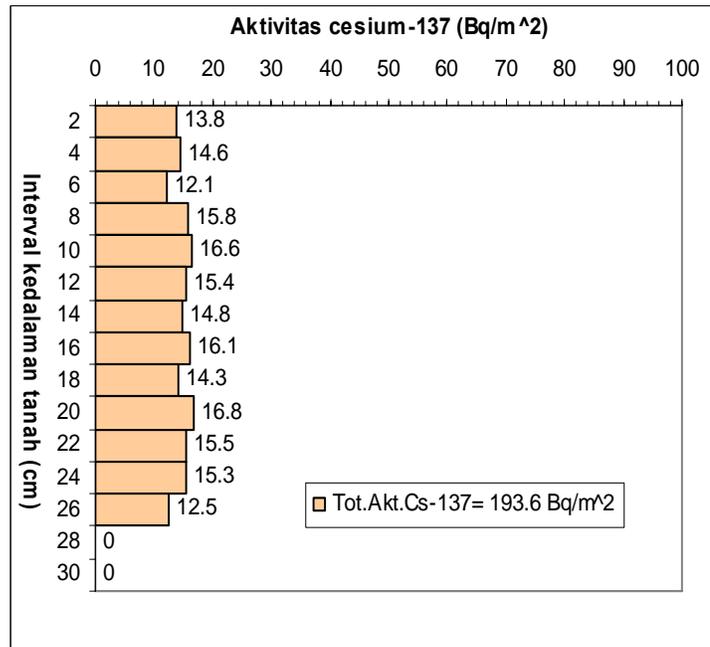
**Distribusi cesium-137 pada tanah tekstur liat berdebu**

Hasil analisis ukuran partikel tanah dari sejumlah sampel tanah yang telah diambil di wilayah, Pondok Gedeh-Cisarua, Bogor, diperoleh bahwa tanah latosol coklat kekuningan mempunyai tekstur liat berdebu. Hasil analisis kandungan cesium-137 pada sejumlah sampel tanah tidak terganggu dilakukan dengan cara per lapisan dan masing-

masing lapisan mempunyai tebal 2 cm, diperoleh kandungan cesium-137 di dalam tanah tekstur liat berdebu pada lokasi tidak terganggu ditunjukkan pada Gambar 10.



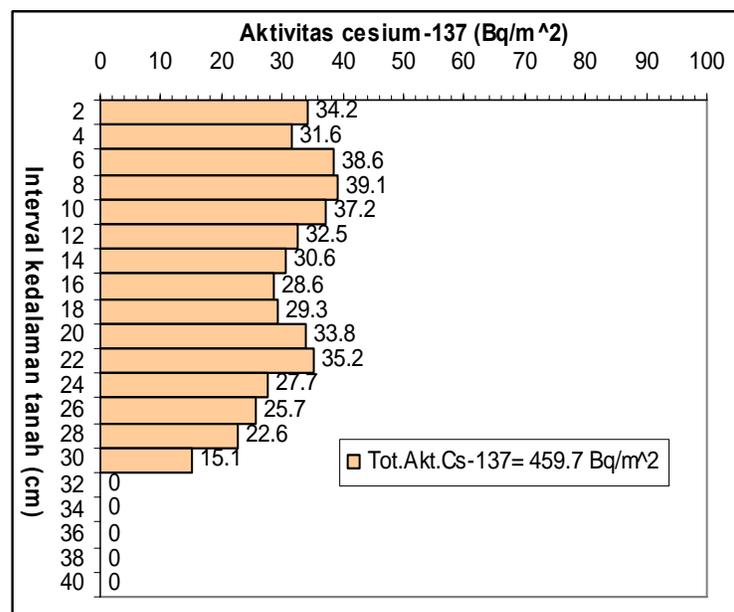
Gambar 10. Distribusi cesium-137 di dalam tanah tekstur liat berdebu pada tanah tidak terganggu dan tidak tererosi



Gambar 11. Distribusi cesium-137 di dalam tanah tekstur liat berdebu pada tanah olah

Pada Gambar 10 dapat dilihat bahwa konsentrasi atau aktivitas cesium-137 tertinggi berada pada kedalaman 0 sampai 4 cm, kemudian mengikuti perubahan interval kedalaman tanah diperoleh aktivitas cesium-137 makin berkurang hingga kedalaman 18 cm. Lebih dalam dari 18 cm, aktivitas cesium-137 tidak terdeteksi atau terukur dan dinyatakan sama dengan nol. Total aktivitas cesium-137 terkandung di dalam tanah tekstur liat berdebu yang diperoleh pada lokasi tidak terganggu adalah 434,6 Bq/m<sup>2</sup>. Dengan memperhatikan bentuk diagram balok pada Gambar 10, dapat dikatakan bahwa cesium-137 teradsorbsi kuat oleh partikel tanah tekstur liat berdebu yang mempunyai tekstur liat, sehingga kedalaman cesium-137 terdistribusi hanya mencapai 18 cm.

Pengambilan sampel tanah yang telah dilakukan pada tanah lahan pertanian dengan cara per lapisan dan masing-masing lapisan mempunyai tebal 2 cm, diperoleh kandungan cesium-137 di dalam tanah tekstur liat berdebu ditunjukkan pada Gambar 11. Aktivitas cesium-137 tidak berbeda nyata antara interval kedalaman tanah, diperkirakan hal ini dapat terjadi karena pengaruh pengolahan tanah secara kontinu mengikuti waktu bercocok tanam mengakibatkan menjadi teraduk sehingga terbentuk aktivitas cesium-137 homogen. Pada Gambar 11 ditunjukkan bahwa total aktivitas cesium-137 di dalam tanah adalah 193,6 Bq/m<sup>2</sup> dengan kedalaman mencapai 26 cm.



Gambar 12. Distribusi cesium-137 di dalam tanah tekstur liat berdebu pada tanah olah

Pada Gambar 12 diperlihatkan suatu distribusi cesium-137 di dalam tanah tekstur liat berdebu yang diperoleh pada lahan pertanian dimana pada distribusi ini total aktivitas cesium-137 adalah  $459,7 \text{ Bq/m}^2$ . Ternyata total aktivitas cesium-137 yang diperoleh pada Gambar 12 adalah lebih besar dari pada total aktivitas cesium-137 yang telah diperoleh pada Gambar 10, tanah tidak terganggu dan tidak tererosi. Hal seperti ini dapat terjadi diperkirakan disebabkan ada konsentrasi cesium-137 yang terangkut oleh aliran air di permukaan tanah dari tempat lain dan terdeposisi pada tempat atau titik pengambilan sampel.

Distribusi cesium-137 terkandung di dalam tanah tekstur liat berdebu yang telah diperoleh secara per lapisan 2 cm dan ditunjukkan pada Gambar 10 adalah merupakan suatu ciri khas cesium-137 terkandung di dalam tanah dimaksud pada kondisi tidak terganggu dan tidak tererosi. Distribusi cesium-137 terkandung di dalam tanah yang sama dan pada daerah yang sama, ditunjukkan pada Gambar 11 adalah merupakan ciri khas cesium-137 terkandung di dalam tanah olah yang tererosi. Distribusi cesium-137 terkandung di dalam tanah yang sama dan pada daerah yang sama, ditunjukkan pada Gambar 12 adalah merupakan ciri khas cesium-137 terkandung di dalam tanah yang terdeposit.

### **Pengaruh tipe tekstur tanah**

Untuk menganalisis pengaruh tipe tekstur tanah terhadap pola distribusi cesium-137 dapat dilakukan dengan cara mengamati atau mempelajari pola distribusi cesium-137 yang telah diperoleh pada tanah tipe tekstur: lempung liat berdebu, lempung berpasir, liat dan liat berdebu, khusus pada tanah tidak terganggu. Distribusi cesium-137 pada tanah tidak terganggu, tipe tekstur: lempung liat berdebu, lempung berpasir, liat dan liat berdebu, masing-masing ditunjukkan pada Gambar 1, 3, 5 dan 7 adalah merupakan pola distribusi cesium-137 asli (orisinil). Pengaruh tipe tekstur tanah terhadap cesium-137 dinilai dari segi bentuk atau pola dan tebal cesium-137 terkandung di dalam tanah tidak terganggu. Di dalam tanah dengan tipe tekstur: lempung liat berdebu, lempung berpasir, liat dan liat berdebu, dapat dikatakan mempunyai bentuk distribusi cesium-137 orisinil yang sama antara yang satu dengan yang lain. Pada tanah tidak terganggu dan tidak tererosi, tipe tekstur lempung liat berdebu, lempung berpasir, liat dan liat berdebu masing-masing mempunyai sifat adsorpsi kuat terhadap cesium-137, sehingga distribusi cesium-137 hanya beberapa sentimeter saja di dalam tanah. Ketebalan distribusi cesium-137 di

dalam tanah dapat dipengaruhi oleh tipe tekstur tanah. Suatu tipe tekstur tanah yang mempunyai fraksi debu (silt) rendah, distribusi cesium-137 di dalam tanah ini cenderung lebih tebal, dibandingkan dengan tipe tekstur tanah yang mempunyai fraksi debu tinggi.

Walaupun bentuk atau pola distribusi cesium-137 pada masing-masing tipe tekstur tanah dapat dianggap sama, tetapi ternyata ketebalan distribusi cesium-137 pada masing-masing tipe tekstur tanah dapat berbeda nyata. Hal ini telah dianalisis dengan memperhatikan bentuk distribusi cesium-137 pada Gambar 1, 4, 7 dan 10. Pada Gambar 1, cesium-137 teradsorbsi kuat oleh partikel tanah tekstur lempung liat berdebu dan ketebalan cesium-137 terdistribusi berkisar 14 cm. Pada Gambar 4, cesium-137 teradsorbsi kuat oleh partikel tanah lempung berpasir dan ketebalan cesium-137 terdistribusi berkisar 28 cm. Pada Gambar 7, cesium-137 teradsorbsi kuat oleh partikel tanah tekstur liat dan ketebalan cesium-137 terdistribusi berkisar 16 cm. Pada Gambar 10, cesium-137 teradsorbsi kuat oleh partikel tanah tekstur liat berdebu dan ketebalan cesium-137 terdistribusi berkisar 18 cm. Dapat dikatakan bahwa cesium-137 terdistribusi hanya beberapa sentimeter di dalam tanah disebabkan sifat adsorbsi kuat partikel tanah terhadap cesium-137.

### **Pengaruh pengolahan tanah terhadap cesium-137**

Pengolahan tanah dilakukan dengan menggunakan cangkul, terutama dengan tujuan untuk membuat tanah menjadi gembur agar tanah sesuai sebagai media tumbuh tanaman. Pengolahan tanah atau lahan dilakukan pada setiap musim tanam. Untuk menganalisis pengaruh pengolahan tanah terhadap pola distribusi cesium-137 dilakukan dengan cara mengamati pola distribusi cesium-137 yang telah diperoleh pada tanah tipe tekstur: lempung liat berdebu, lempung berpasir, liat dan liat berdebu, khusus pada tanah terganggu lahan pertanian. Distribusi cesium-137 pada tanah terganggu merupakan lahan pertanian, tipe tekstur: lempung liat berdebu, lempung berpasir, liat dan liat berdebu, masing-masing ditunjukkan pada Gambar 2, 5, 8 dan 11; masing-masing adalah merupakan pola distribusi cesium-137 tidak asli (tidak orisinil). Pada tanah dengan tipe tekstur: lempung liat berdebu, lempung berpasir, liat dan liat berdebu, dapat dikatakan bahwa distribusi cesium-137 pada tanah olah mempunyai bentuk cenderung homogen akibat teraduk oleh kegiatan pengolahan tanah. Pada tanah olah, tipe tekstur lempung liat berdebu, lempung berpasir, liat dan liat berdebu masing-masing mempunyai sifat adsorbsi kuat terhadap cesium-137, sehingga kandungan cesium-137 hanya beberapa sentimeter saja lebih dalam dari pada tebal tanah olah. Ketebalan distribusi cesium-137 di dalam tanah dapat dipengaruhi oleh

tipe tekstur dan pengolahan tanah. Tipe tekstur tanah yang mempunyai fraksi debu (silt) yang rendah, distribusi cesium-137 lebih tebal (dalam) dibandingkan dengan tipe tekstur tanah yang mempunyai fraksi debu yang tinggi. Bersamaan dengan pengaruh tipe tekstur, pengolahan tanah dapat pula mengakibatkan ketebalan distribusi cesium-137 berubah makin dalam. Khusus pada tanah yang datar cukup luas, walaupun pengolahan lahan telah dilakukan kontinu mengikuti musim tanam, tetapi total aktivitas cesium-137 terkandung di dalam tanah cenderung tidak berubah. Pengolahan lahan bukan mengubah total aktivitas cesium-137 terkandung di dalam tanah, tetapi dapat mengubah ketebalan distribusi cesium-137 pada tanah yang bersangkutan, jika dibandingkan dengan tanah tidak terganggu dan tidak tererosi.

Pada Gambar 1, ditunjukkan bahwa, pada tanah tidak terganggu, tidak tererosi dan bukan merupakan tanah olah, cesium-137 terkandung di dalam tanah tipe tekstur lempung liat berdebu, mencapai kedalaman 14 cm, tetapi pada tanah olah Gambar 2, cesium-137 terkandung di dalam tanah olah menjadi berbeda atau berubah lebih dalam mencapai (22–26) cm. Pada Gambar 4, ditunjukkan bahwa, pada tanah tidak terganggu, tidak tererosi dan bukan merupakan tanah olah, cesium-137 terkandung di dalam tanah tipe tekstur lempung berpasir, mencapai kedalaman 28 cm, tetapi pada tanah olah Gambar 5, cesium-137 terkandung di dalam tanah menjadi berbeda atau berubah mencapai (34–36) cm. Pada Gambar 7, ditunjukkan bahwa, pada tanah tidak terganggu, tidak tererosi dan bukan merupakan tanah olah, cesium-137 terkandung di dalam tanah tipe tekstur liat, mencapai kedalaman 16 cm, tetapi pada tanah olah Gambar 8, cesium-137 terkandung di dalam tanah menjadi berbeda atau berubah mencapai (22 – 28) cm. Pada Gambar 10, ditunjukkan bahwa, pada tanah tidak terganggu tidak tererosi dan bukan merupakan tanah olah, cesium-137 terkandung di dalam tanah tipe tekstur liat berdebu, mencapai kedalaman 18 cm, tetapi pada tanah olah Gambar 11, cesium-137 terkandung di dalam tanah menjadi berbeda atau berubah mencapai (24 – 26) cm.

### **Pengaruh erosi terhadap cesium-137**

Berdasarkan hasil yang telah diperoleh bahwa kandungan aktivitas cesium-137 pada tanah olah atau lahan pertanian adalah bervariasi dan hal ini terjadi disebabkan oleh pengaruh erosi, dalam kaitan ini diperkirakan bahwa kedalaman distribusi cesium-137 terkandung di dalam tanah dapat juga dipengaruhi oleh erosi tanah, terutama pada tempat-tempat erosi tinggi. Pengolahan lahan tidak mengubah kuantitas total aktivitas cesium-137

terkandung di dalam tanah, tetapi dapat mengubah ketebalan distribusi cesium-137 pada tanah yang bersangkutan dan yang mengubah kuantitas total aktivitas cesium-137 terkandung di dalam tanah adalah erosi.

Pada Gambar 1, total aktivitas cesium-137 yang telah diperoleh pada tanah tidak terganggu, tidak tererosi dan bukan merupakan tanah olah adalah  $383,7 \text{ Bq/m}^2$  dan lebih besar dibandingkan dengan total aktivitas cesium-137 yang telah diperoleh pada lahan pertanian Gambar 2 adalah  $191,8 \text{ Bq/m}^2$ . Pada lahan pertanian diperoleh total aktivitas cesium-137 terkandung di dalam tanah tipe tekstur lempung liat berdebu adalah lebih rendah dari pada tanah tidak terganggu dan tidak tererosi, diperkirakan disebabkan kandungan cesium-137 pada lahan pertanian dimaksud berada dalam pengaruh erosi. Total aktivitas cesium-137 pada tipe tekstur lempung liat berdebu lahan pertanian menjadi bervariasi karena erosi yang terjadi juga dapat bervariasi. Pada Gambar 4, total aktivitas cesium-137 yang telah diperoleh pada tanah tidak terganggu, tidak tererosi dan bukan merupakan tanah olah adalah  $413,8 \text{ Bq/m}^2$  dan lebih besar dibandingkan dengan total aktivitas cesium-137 yang telah diperoleh pada lahan pertanian Gambar 5 adalah  $243,5 \text{ Bq/m}^2$ . Pada lahan pertanian diperoleh total aktivitas cesium-137 terkandung di dalam tanah tipe tekstur lempung berpasir adalah lebih rendah dari pada tanah tidak terganggu dan tidak tererosi, diperkirakan disebabkan kandungan cesium-137 pada lahan pertanian dimaksud berada dalam pengaruh erosi. Total aktivitas cesium-137 pada tipe tekstur lempung berpasir lahan pertanian menjadi bervariasi karena pengaruh erosi yang terjadi juga dapat bervariasi. Pada Gambar 7, total aktivitas cesium-137 yang telah diperoleh pada tanah tidak terganggu, tidak tererosi dan bukan merupakan tanah olah adalah  $441,3 \text{ Bq/m}^2$  lebih besar dibandingkan dengan total aktivitas cesium-137 yang telah diperoleh pada lahan pertanian Gambar 8 adalah  $276,0 \text{ Bq/m}^2$ . Pada lahan pertanian diperoleh total aktivitas cesium-137 terkandung di dalam tanah tipe tekstur liat adalah lebih rendah dari pada tanah tidak terganggu dan tidak tererosi, diperkirakan disebabkan kandungan cesium-137 pada lahan pertanian dimaksud berada dalam pengaruh erosi. Total aktivitas cesium-137 pada tipe tekstur liat lahan pertanian menjadi bervariasi karena pengaruh erosi yang terjadi juga dapat bervariasi. Dengan memperhatikan Gambar 10, total aktivitas cesium-137 yang telah diperoleh pada tanah tidak terganggu, tidak tererosi dan bukan merupakan tanah olah adalah  $434,6 \text{ Bq/m}^2$  dan lebih besar dibandingkan dengan total aktivitas cesium-

137 yang telah diperoleh pada lahan pertanian adalah  $193,6 \text{ Bq/m}^2$ . Pada lahan pertanian diperoleh total aktivitas cesium-137 terkandung di dalam tanah tipe tekstur liat berdebu adalah lebih rendah dari pada tanah tidak terganggu dan tidak tererosi, diperkirakan disebabkan kandungan cesium-137 pada lahan pertanian dimaksud berada dalam pengaruh erosi. Total aktivitas cesium-137 pada tipe tekstur liat berdebu lahan pertanian menjadi bervariasi karena erosi yang terjadi juga dapat bervariasi.

### **Pengaruh deposit terhadap cesium-137**

Pada Gambar 3, 6, 9 dan 11, ditunjukkan bahwa pada masing masing tipe tekstur: lempung liat berdebu, lempung berpasir, liat dan liat berdebu, mempunyai total aktivitas cesium-137 lebih besar dari pada total aktivitas cesium-137 pada tanah tidak terganggu dan tidak tererosi. Sebelumnya telah diperkirakan bahwa total aktivitas cesium-137 pada masing-masing tekstur tanah lebih rendah dari pada tanah tidak terganggu dan tidak tererosi. Tetapi pada tanah yang mempunyai total aktivitas cesium-137 lebih besar dari pada tanah tidak terganggu dan tidak tererosi adalah merupakan indikator bahwa hal ini terjadi karena pengaruh deposit tanah. Sejumlah tanah yang terangkut oleh aliran dipermukaan terdeposit pada suatu tempat dan bersamaan dengan deposit tanah terjadi pula deposit cesium-137 pada tempat dimaksud. Pada tanah yang mengalami erosi, terjadi pengurangan total aktivitas cesium-137, sedangkan pada tanah yang mengalami deposit, terjadi penambahan total aktivitas cesium-137, dibandingkan dengan total aktivitas cesium-137 pada tanah tidak terganggu dan tererosi.

Pada suatu lahan yang mempunyai tipe tekstur tertentu, apabila pada lahan tersebut terjadi pengurangan aktivitas cesium-137 di dalam tanah yang disebabkan oleh erosi tanah, dapat diperkirakan bahwa pada tempat tertentu terjadi pula penambahan aktivitas cesium-137 di dalam tanah. Makin besar penambahan aktivitas cesium-137 pada suatu tempat yang dipelajari, makin besar deposit tanah atau sedimen pada tempat tersebut. Pada semua tipe tekstur yang telah dipelajari, dapat mengalami pengurangan total aktivitas cesium-137 karena pengaruh erosi tanah dan dapat pula mengalami penambahan total aktivitas cesium-137 karena pengaruh deposit tanah.

## KESIMPULAN

1. Distribusi cesium-137 pada tanah tidak terganggu dan tidak tererosi, tipe tekstur: lempung liat berdebu, lempung berpasir, liat dan liat berdebu adalah secara kurva berbentuk makin kecil mengikuti interval kedalaman tanah sampai kedalaman tertentu dan bentuk distribusi adalah sama antara yang satu dengan yang lain.
2. Kedalaman distribusi cesium-137 pada tanah tidak terganggu dan tidak tererosi, dapat dipengaruhi oleh tipe tekstur tanah. Suatu tipe tekstur tanah yang mempunyai fraksi debu rendah, distribusi cesium-137 cenderung lebih dalam, dibandingkan dengan tipe tekstur tanah yang mempunyai fraksi debu tinggi.
3. Pada tanah olah, tanah dengan tipe tekstur: lempung liat berdebu, lempung berpasir, liat dan liat berdebu, distribusi cesium-137 cenderung homogen mengikuti tebal interval kedalaman tanah, disebabkan cesium-137 teraduk oleh pengolahan tanah.
4. Pada tanah olah, tipe tekstur lempung liat berdebu, lempung berpasir, liat dan liat berdebu masing-masing mempunyai sifat adsorpsi kuat terhadap cesium-137.
5. Bersamaan dengan pengaruh tipe tekstur, pengolahan tanah dapat pula mengakibatkan distribusi cesium-137 berubah makin dalam.
6. Pengolahan tanah tidak bersifat mengakibatkan total aktivitas cesium-137 berubah makin rendah. Khusus pada tanah yang tidak tererosi, walaupun pengolahan lahan telah dilakukan kontinu mengikuti musim tanam, tetapi total aktivitas cesium-137 terkandung di dalam tanah dapat tidak berubah.
7. Pengolahan lahan tidak mengubah total aktivitas cesium-137 terkandung di dalam tanah, tetapi dapat mengubah bentuk dan kedalaman distribusi cesium-137 pada tanah yang bersangkutan.
8. Erosi tanah dapat mengubah kuantitas total aktivitas cesium-137 terkandung di dalam tanah masing-masing tipe tekstur: lempung liat berdebu, lempung berpasir, liat dan liat berdebu. Diperkirakan makin tinggi erosi tanah, makin berkurang total aktivitas cesium-137 di dalam tanah.
9. Pada semua tipe tekstur tanah yang telah dipelajari pada masing-masing daerah, dapat mengalami pengurangan total aktivitas cesium-137 karena pengaruh erosi tanah dan dapat pula mengalami penambahan total aktivitas cesium-137 karena pengaruh deposit tanah.

**DAFTAR PUSTAKA**

1. BACHHUBER, H., BUNZL, K., SCHIMMACK, W. Spatial variability of fallout cesium-137 in the soil of a cultivated field. *Environmental Monitoring and Assessment*, 8, (1987).
2. BROWN, R. B., CUTSHALL, N. H., KLING, G. F. Agricultural erosion indicated by cesium-137 redistribution. I. Levels and distribution of cesium-137 activity in soils. *Soil Science Society of America Journal*, 45, (1981)
3. MORRIS, C. D., LOUGHRAN, R. J. Distribution of cesium-137 in soils across a hillslope hallow, *Hydrological processes*, 8, (1994).
4. PENNOCK, D. J. Suitablity of cesium-137 redistribution as an indicator of soil quality, *Acta Geologica Hispanica*, 35, (2000)
5. QUINE, T. A., WALLING, D. E. Use of cesium-137 measurements to investigate relationships between erosion rate and topography, *Landscape Sensitivity*, Chichester: Jhon Wiley & Sons Ltd, (993).
6. SUTHERLAND, R. A. Examination of cesium-137 areal activities in control uneroded locations. *Soil Technology*, 4, (1991)
7. HE, Q., WALLING, D. E. The distribution of fallout cesium-137 and plumbum-210 in undisturb and cultivated soils. *Applied Radiation and Isotopes*, 48. (1997).
8. MENZEL, R. G., JUNG, P. K., RYU, K. S., UM, K. T. Estimating soil erosion losses in Korea with fallout cesium-137. *Applied Radiation and Isotopes*, 38, (1987).
9. VANDEN BERGHE, I., GULLINCK, H. Fallout cesium-137 as tracers for soil mobility in the landscape framework of the Belgian loamy region. *Pedologie*, 37, (1987).
10. QUINE, T. A. Use of a simple model to estimate rates of soil erosion from cesium-137 data. *Journal of Water Resources*, 8, (1989).
11. WALLING, D. E., QUINE, T. A. The use of cesium-137 measurement in soil erosion surveys, IAHS Publication, 210, Wallingford: IAHS Press.
12. WALLING, D. E., QUINE, T. A. The use of fallout radionuclides in soil erosion investigations. *Nuclear Techniques in Soil-Plant Studies for Sustainable Agriculture and Environmental Preservation*, IAEA Publication, Vienna, (1995).

13. ZHANG, X. B., HIGGITT, D. L., WALLING, D. E. Aprilimentary assessment of the potential for using cesium-137 to estimated rates soil erosion in the Loess Plateau of China. *Hydrological Science Journal*, 35, (1990)
14. CAMPBELL, B. L., LOUGHRAN, R. J., ELLIOTT, G. L., SHELLY, D. J. Mapping drainage basin sediment sources using cesium-137. In *Drainage Basin Sedimen Delivery*. International Association of Hydrological Sciences Publication, 159, (1986).
15. BOUHLASSA, S., MOUKHCANE, M., AIACHI, A. Estimates of soil erosion and deposition of cultivated soils of Nakhla watershed. Morocco, using cesium-137 technique and calibration models. *Acta Geologica Hispanica*, 35, (2000).
16. RITCHIE, J. C., McHENRY, J. R. Fallout cesium-137 in cultivated and noncultivated soil north central UNITED States Watersheds. *Journal of Environmental Quality*, 7, (1978).

#### **Tanya - Jawab**

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

**Pertanyaan :**

- Setelah sebaran  $^{137}\text{Cs}$  pada tekstur tanah diperoleh, manfaat apa yang diperoleh dari informasi tersebut? Apakah ada langkah tindak lanjut yang lebih jauh?

**Jawaban : Simon P. G. (PATIR – BATAN)**

- Manfaat yang diperoleh adalah  $^{137}\text{Cs}$  dapat digunakan sebagai indikator erosi tanah. Langkah tindak lanjut adalah menentukan hubungan antara kandungan  $^{137}\text{Cs}$  pada tanah dengan laju erosi tanah, kemudian dapat pula dilanjutkan untuk memetakan lahan-lahan kritis.

**PENENTUAN ARAH GERAKAN SEDIMEN  
DENGAN METODE RADIOISOTOP Ir-192 DI PELABUHAN PERTAMINA  
TANJUNG PRIOK-JAKARTA**

Darman dan Hariyono  
PATIR - BATAN

**ABSTRAK**

PENENTUAN ARAH GERAKAN SEDIMEN DENGAN METODE RADIOISOTOP Ir-192 DI PELABUHAN PERTAMINA, TANJUNG PRIOK, Telah dilakukan penelitian arah gerakan angkutan sedimentasi menggunakan teknik perunut radioisotop di pelabuhan minyak Pertamina Tanjung Priok-Jakarta. Sebelum isotop Ir-192 diinjeksikan ke titik/tempat yang sudah ditentukan, pengukuran background dilakukan pada setiap titik dengan menggunakan *detector, rate meter dan scaler*. Pengamatan penyebaran radioperunut dilakukan pada tiga titik pelepasan (TP-1,TP-2 dan TP-3) menggunakan peralatan yang sama pada saat pengukuran background. Hasil pengamatan gerakan isotop pada titik pengamatan TP-1, sedimen dominan bergerak ke dalam pangkalan bunker, PMB-1 dan PMB-2 sampai ke downstream. Pengamatan di TP-2, perunut radioisotop dominan bergerak ke barat dan timur laut, hal ini karena dipengaruhi oleh baling-baling kapal yang sering keluar masuk di daerah penelitian. Sedangkan pengamatan di TP-3, perunut radioisotop dominan bergerak ke arah utara dan timur laut, hal ini dipengaruhi oleh tekanan arus muara. Lumpur berwarna hitam pekat bersumber dari erosi lahan atas dan buangan pemukiman sepanjang DAS kali Sunter.

Kata kunci : Sedimentasi, perunut radioisotop-192

**ABSTRACT**

DETERMINATION OF DIRECTION OF SEDIMENT MOVEMENT BY RADIOISOTOPE Ir-192 METHOD IN PORT PERTAMINA, FORELAND PRIOK. It has been conducted a research of the sediment transport movement using radioisotope tracer technique in oil Pertamina Foreland Priok-Jakarta port. Before injecting of isotope I-192 hypodermic to certain position, the background measurement is conducted in each position by using detector, ratemeter and scaler. The investigation of the radiotracer spreading is done at three release positions ( TP-1,TP-2 And TP-3) using the same equipments. The results of isotope movement at TP-1, the dominant sediment move into bunker base, PMB-1 and PMB-2 until reach downstream. The investigation at TP-2, the dominant radioisotope tracer move to west and north-east, this matter because influenced by ship propeller which often the incoming exit the research area. While at TP-3, the dominant radioisotope tracer move to north and north-east, this matter is influenced by estuary current pressure. The coal black chromatic mud stem from farm erosion for and the settlement discard as long as DAS of the Sunter river.

Kata kunci : Sedimentation, tracer radioisotope-192

## PENDAHULUAN

Studi angkutan sedimen di perairan pelabuhan dengan menggunakan radioisotop telah banyak dilakukan di Indonesia, dan hasil-hasil studi tersebut telah membuktikan bahwa aplikasi perunut radioisotop dapat dimanfaatkan sebagai salah satu metode untuk mempelajari karakteristik angkutan sedimen pada suatu wilayah perairan laut atau muara. Pelabuhan pertamina Tanjung Priok Jakarta, disebut pelabuhan minyak, tepatnya berada di dalam muara kali sunter memanjang ke utara menuju perairan laut jawa. Pelabuhan tersebut merupakan suatu sistem yang terdiri dari alur keluar masuk kapal tanker, kolam penempatan banker, fasilitas keamanan dan pengawasan serta pembersihan tumpahan minyak dan fasilitas administrasi.

Pelabuhan ini mempunyai peranan sangat penting dalam sitem jaringan distribusi minyak di Jakarta, antar pulau di Indonesia dan manca negara. Oleh karena itu pelabuhan pertamina harus dijaga kestabilan, kelancaran penyediaan dan pendistribusian minyak. Dalam kaitan ini salah satu faktor yang perlu diperhatikan adalah kondisi pendangkalan pelabuhan. Perhatian terhadap kolam pelabuhan kapal tanker dan kolam penempatan banker yang mengalami pendangkalan akibat proses siltasi bertujuan untuk menjaga kelancaran kapal maupun banker keluar masuk pelabuhan. Pendangkalan dapat mengakibatkan kesulitan bagi kapal dan banker keluar maupun masuk kolam labuh. Hal ini sekaligus berakibat pada kelancaran penyediaan dan pendistribusian minyak. Kondisi seperti ini tidak diharapkan dan karena itu masalah pendangkalan akibat proses siltasi perlu dikaji.

Tujuan penelitian tersebut diantaranya adalah untuk mengetahui sumber dan arah angkutan sedimen yang dominan. Penelitian ini dilakukan menggunakan perunut radioisotop Ir-192 dengan mempunyai waktu paruh 74 hari dan mempunyai kelebihan antara lain ; isotop yang diinjeksikan ke dasar laut cukup aktivitas kecil pada saat penyebaran, tetapi masih bisa terdeteksi oleh alat (instrumen nuklir) dan relatif aman bagi lingkungan karena isotop selalu bergerak dan menyebar mengikuti gerakan sedimen didasar laut sampai habis sesuai masa waktu paruh. dan instrumen nuklir, perunut radioisotop berfungsi sebagai indikator tentang gejala karakteristik angkutan sedimen. Beberapa macam isotop yang sering digunakan untuk studi angkutan sedimen transport seperti; Cr-51, Ir-192 dan Au-198. Bahan Ir-192 berbentuk butir dimaksud memiliki sifat fisik serupa dengan butir sedimen alam dan apabila berada di dalam suatu sistem aliran turut bergerak bersama-sama dengan sedimen setempat. Butir-butir radioperunut

berdispersi makin jauh terbawa angkutan sedimen dan terkubur makin dalam di lapisan angkutan sedimen. Kontur dispersi butiran radioperunut dibuat berdasarkan respon detektor yang dibaca pada rekorder, kontur dispersi butiran radioperunut tersebut menunjukkan arah pergerakan sedimen pada lokasi tempat penelitian. Aplikasi perunut radioisotop untuk mengestimasi kuantitas angkutan sedimen sungai dan laut di daerah alur pelayaran, telah dilakukan HEATHERSHAW A.A, Institute of Oceanographic Science Tounton U.K., KRICKMORE .M.J, University of Ancona Italy, HEBBEL D.W. Civil Engineering Hydraulic Division Amerika, DAVIDSON Coastal Engineering Australia, TIM SEDIMENTOLOGI, PAIR -BATAN Jakarta. Menurut hasil-hasil percobaan dan kesimpulan yang diberikan oleh pakar sedimentologi, menunjukkan bahwa aplikasi perunut radioisotop memberikan informasi nyata tentang gejala (phenomena) angkutan sedimen pada setiap lokasi yang diteliti.

## **BAHAN DAN METODE**

Peralatan dan bahan perunut, peralatan yang digunakan untuk studi sedimen ini adalah ; *detektor sintilasi* kedap air, yang dihubungkan dengan kabel (panjang 75 m) ke *rate meter* dan *rekorder*. Detektor sintilasi yang dilengkapi dengan *sladge* (kerangka detektor) untuk penelitian di pelabuhan laut. Peralatan yang lain adalah alat penentuan posisi dalam pengukuran (pelacakan penyebaran perunut) menggunakan Theodolith, disamping itu disiapkan juga alat kompresor, untuk injeksi isotop ke dasar laut. Bahan yang dipakai pada penelitian ini adalah Ir-192 berbentuk pasir (tiga kontainer) masing-masing kontainer volume 300 gr dengan aktivitas 1.2 Ci. Aktivitas keseluruhan pekerjaan lapangan dilaksanakan di atas kapal secara berurutan dalam kurun waktu tertentu. Bahan perunut radioisotop yang digunakan dalam penelitian tersebut adalah bahan yang dibuat dari gelas iridium yang diaktifkan dan diproduksi oleh reaktor nuklir-Serpong. Metode pengambilan contoh sedimen di pelabuhan untuk mengetahui distribusi ukuran butiran sedimen. Distribusi ukuran butiran dibutuhkan sebagai referensi pada saat membuat bahan perunut agar bahan perunut yang dibuat mempunyai distribusi ukuran butir serupa dengan distribusi ukuran butir sedimen pada lokasi yang dipelajari. Contoh sedimen telah diambil dari kali Sunter dan pelabuhan Pertamina dengan menggunakan alat *grabbing sediment*. Distribusi ukuran butir sedimen dianalisis menggunakan metode hidrometri (metode Andreasen), seperti ditunjukkan pada Gambar. 1 dan data size distribusi Tabel.2. Membuat perunut, sebanyak 600 gr serbuk iridium dipersiapkan sebagai bahan untuk dibuat menjadi

serbuk radioisotop Iridium-192 diiradiasi di reaktor, yang akan digunakan sebagai perunut untuk penelitian. Pelepasan perunut radioisotop Ir-192 pada TP-1, TP-2 dan TP-3 dengan koordinat  $06^{\circ} - 06' - 28''$  S vs  $106^{\circ} - 54' - 18''$  T,  $06^{\circ} - 05' - 43''$  S vs  $106^{\circ} - 54' - 12''$  T dan  $06^{\circ} - 05' - 46''$  S vs  $106^{\circ} - 54' - 29''$  T . Pasir Ir-192 sebanyak 300 gr dalam tabung injeksi dibawa dengan perahu ketitik pelepasan. Tabung injektor yang dihubungkan dengan tangki udara tekan melalui selang, diturunkan ke dalam air sampai kira-kira 50 cm dari dasar laut, kemudian klep udara tekan dibuka sehingga tekanan udara menekan tutup tabung injektor dan pasir iridium tumpah ke dasar laut. Pelacakan perunut, untuk melacak perunut radioisotop di dasar laut, digunakan detektor sintilasi kedap air yang sangat peka menangkap radiasi yang dipancarkan oleh perunut radioisotop yang telah dilepaskan/diinjeksikan. Detektor dipasang pada *sladge* yang ditarik oleh perahu dan dihubungkan dengan kabel ke *rate meter* dan rekorder yang berada di atas perahu. Apabila selama pelacakan tersebut detektor menemukan perunut, maka radiasi yang dipancarkan oleh perunut akan ditangkap oleh detektor, dan sinyal radiasi dikirimkan ke *rate meter* dan dicatat oleh rekorder. Sementara itu setiap satu menit sekali posisi perahu dicatat oleh tim positioning. Waktu dalam penelitian penentuan arah gerakan sedimen tersebut selama 37 hari kalender dalam 3 titik injeksi (3 lokasi titik pelepasan isotop)

## HASIL DAN PEMBAHASAN

Untuk mendapatkan gambaran secara menyeluruh tentang pola pergerakan sedimen di pelabuhan pertamina, maka dilepaskan perunut radioisotop di titik pelepasan (TP)-1, TP-2 dan TP-3. Tujuan pelepasan di TP-1 adalah; untuk mengetahui pola penyebaran sedimen di kolam pelabuhan dan untuk meng-estimasi kwantitas angkutan sedimen. Sedangkan pelepasan di TP-2 dan TP-3, untuk mendapatkan informasi kemungkinan adanya kontribusi sedimen yang berasal dari *offshore (down stream)* yang menuju ke kolam pelabuhan. Titik pelepasan radioisotop dan lokasi penelitian seterti terlampir pada gambar .3. Hasil pengamatan pada TP-1, perunut radioisotop bergerak dan masuk ke dalam pangkalan bunker, PMB.1 dan PMB.2. Mengingat aliran *sungai* Sunter berlangsung terus menerus dan berpengaruh terhadap pola dispersi perunut, maka angkutan sedimen bergerak sampai PMB.3 dan PMB.4 dan seterusnya menuju kearah *downstream*. Pada pengamatan di TP-2, perunut radioisotop dominan bergerak menuju ke barat-timur secara seimbang, hal ini diperkirakan karena dipengaruhi dari baling-baling kapal yang keluar masuk melalui daerah tersebut. Pada pengamatan di TP-3, dispersi perunut dominan

bergerak menuju ke arah utara dan timur laut, hal ini kemungkinan dipengaruhi oleh tekanan arus muara. Salah satu kontur hasil pelacakan pergerakan sedimen menunjukkan gambaran arah dominan pada TP-1 ditunjukkan pada Gambar.4.

Disamping itu lumpur silt berwarna hitam dan mengandung pelapukan bahan-bahan organik. Pelapukan bahan organik bercampur dengan silt sebagai angkutan sungai Sunter diteruskan ke muara dan sebagian berdeposit didalam pelabuhan Pertamina. Pelapukan bahan organik bersumber dari buangan pemukiman di sepanjang daerah aliran sungai Sunter. Makin padat penduduk makin banyak buangan masuk kontinyu ke kali Sunter. Untuk mengurangi beban silt terhadap pelabuhan sebaiknya dilakukan dengan cara membuat saluran pengelak pada kali Sunter dan membuat kantong lumpur.

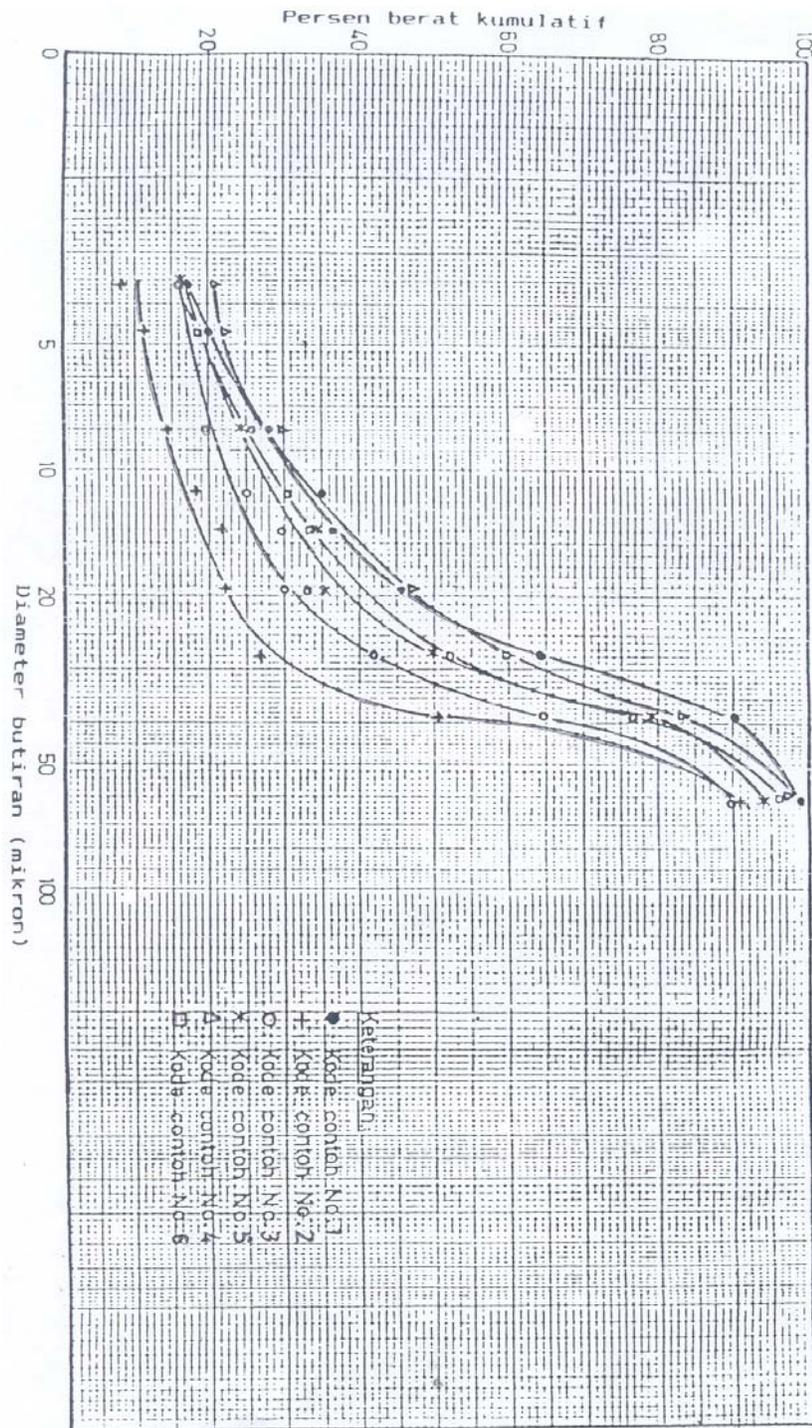
## KESIMPULAN

1. Lumpur bergerak dan berdispersi didalam pelabuhan Pertamina dan selanjutnya sebagian bergerak menuju ke arah *breakwater* dan laut lepas ke arah utara dan timur laut.
2. Lumpur berwarna hitam pekat bersumber dari erosi lahan atas dan buangan pemukiman sepanjang daerah aliran sungai Sunter.
3. Untuk mengurangi laju sedimen dari sungai Sunter, sebaiknya pihak pengelola pelabuhan membuat kantong-kantong sedimen atau kanal pengelak.
4. Pada titik pelepasan (TP I) sedimen dominan bergerak ke utara, TP II sedimen dominan bergerak ke barat dan timur akibat baling-baling kapal yang sering keluar masuk pelabuhan dan TP III sedimen dominan bergerak ke arah timur laut/laut lepas.

## DAFTAR PUSTAKA

1. CAILLOT . A. Tracer Techniques in Sediment Transport, IAEA, Tech.Report.Series, No.145, Vienna, 1973
2. HEATHERSWAW, A.A. Comparison of Measured and Predicted Sediment Transport Rates in Tidal Currents, Marine Geology No.24, Elsevier Scientific Publishing Company, Amserdam, 1981.
3. HEBBEL D.W. Sand Transport Studies with Radioaktiv Tracer, Amer. Soc.Siv.Engs.Hyd.Div. America, 1964.

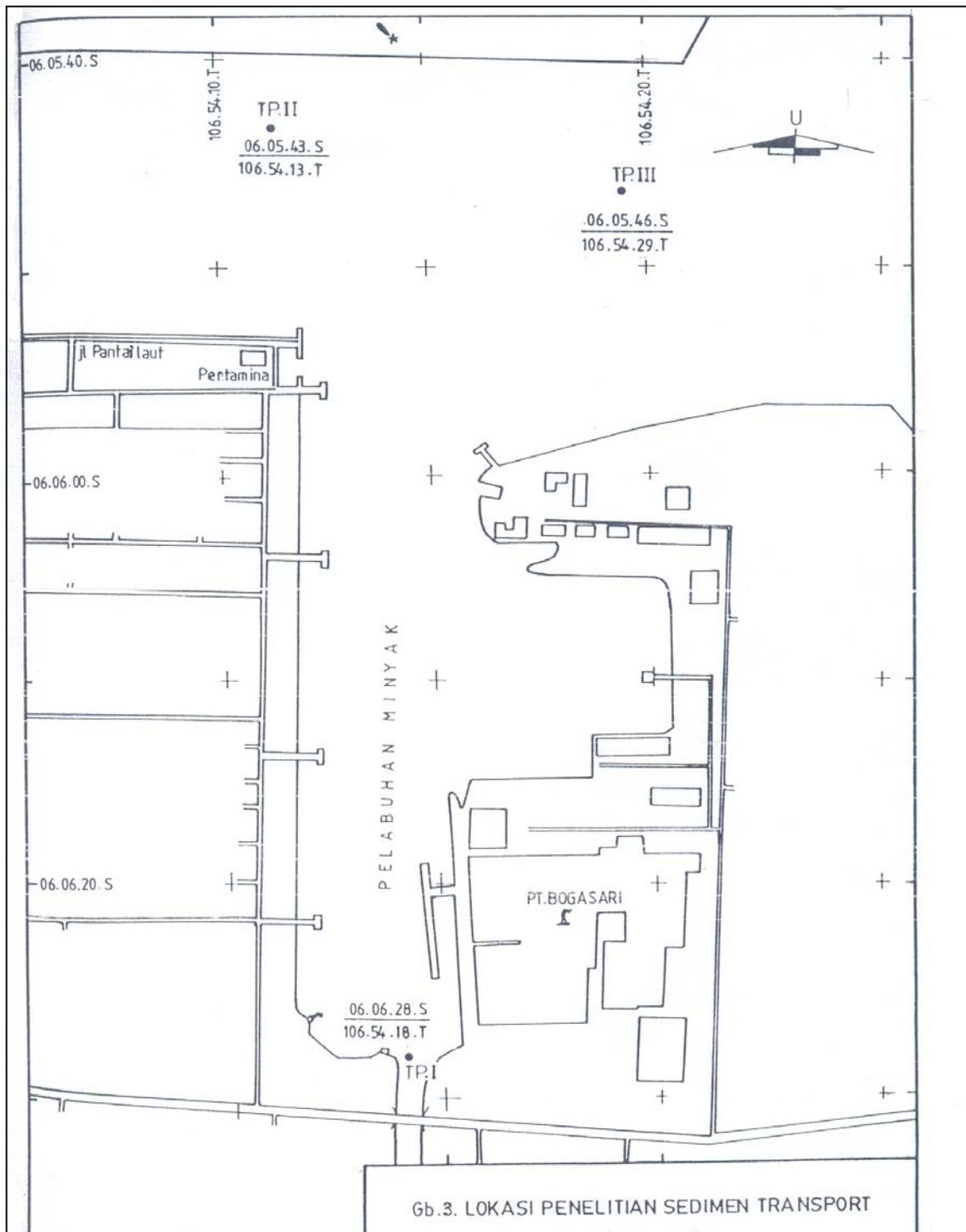
4. DAVIDSON A.A. pre-dredging Sand Mobility Study Using a radioisotope tracer. Coastal Engineering Cnf.Australia 1984.
5. WANDOWO. IR. Dkk.1992, Survey dinamika Angkutan Sedimen di Perairan Pelabuhan Cirebon.

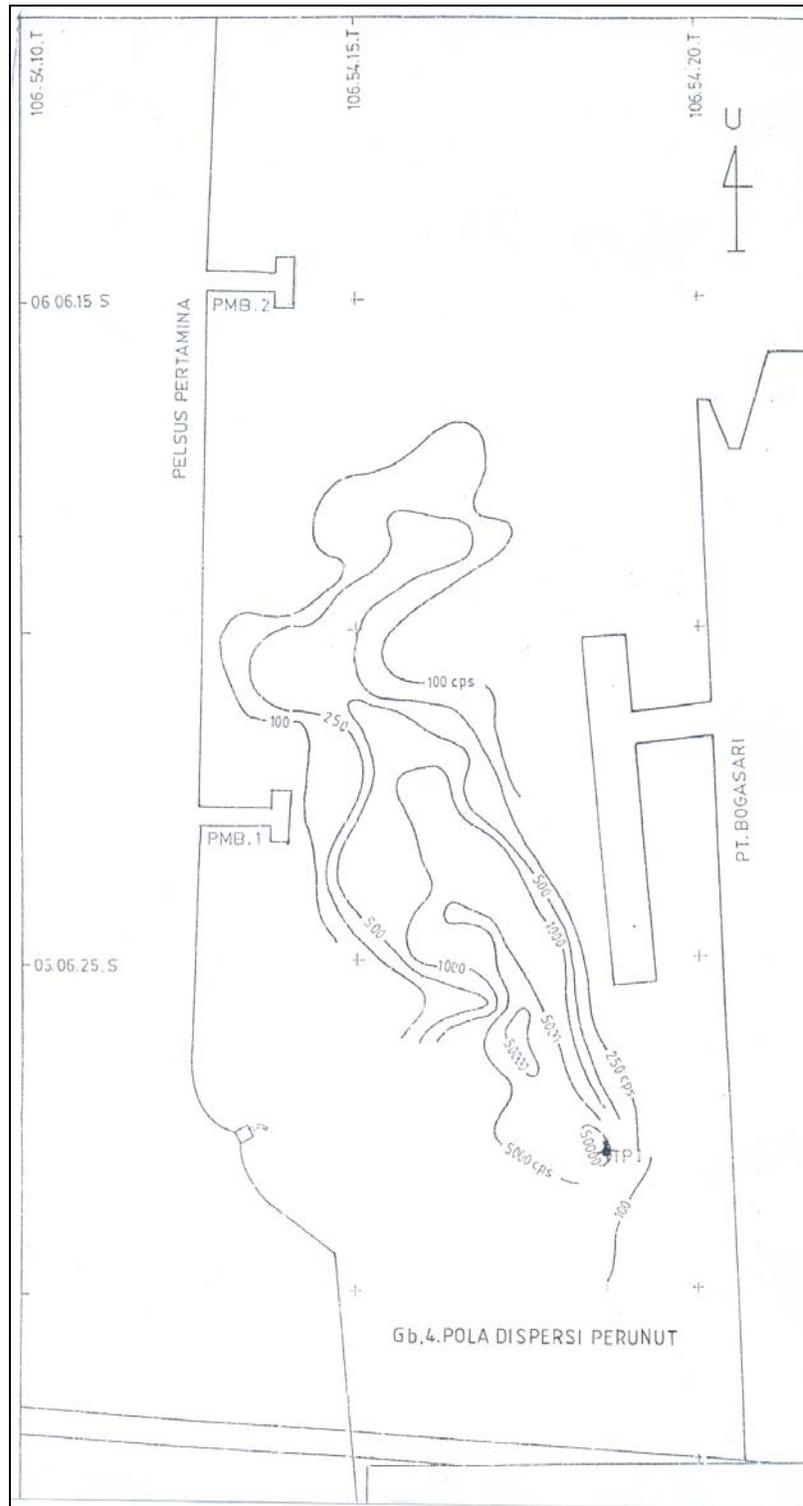


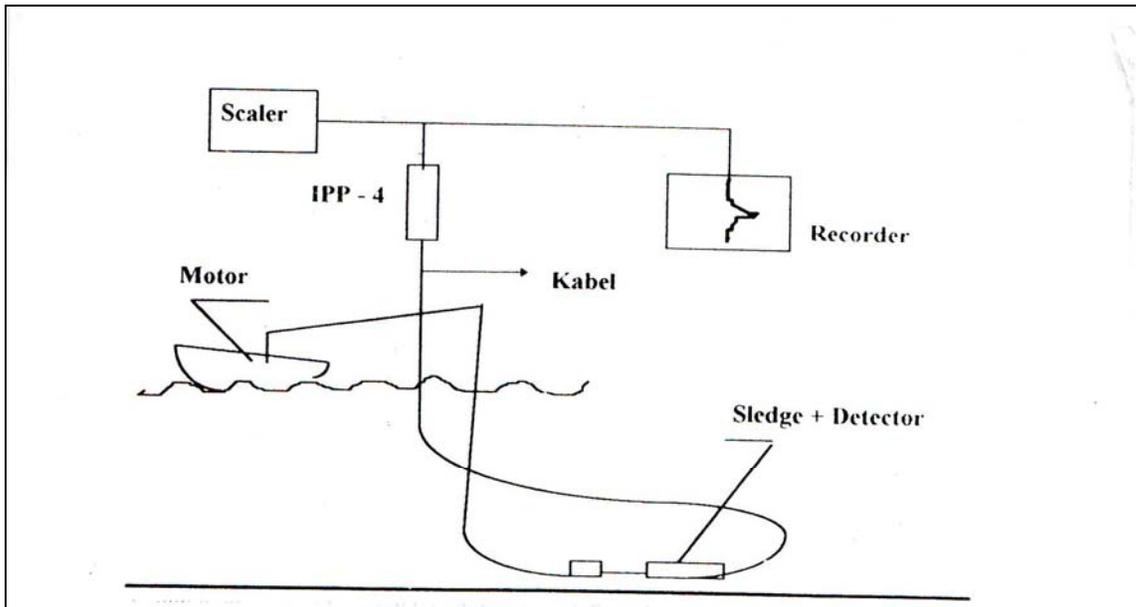
Gb. 1 . Distribusi Butiran

TABEL.2. DATA DISTRIBUSI BUTIRAN

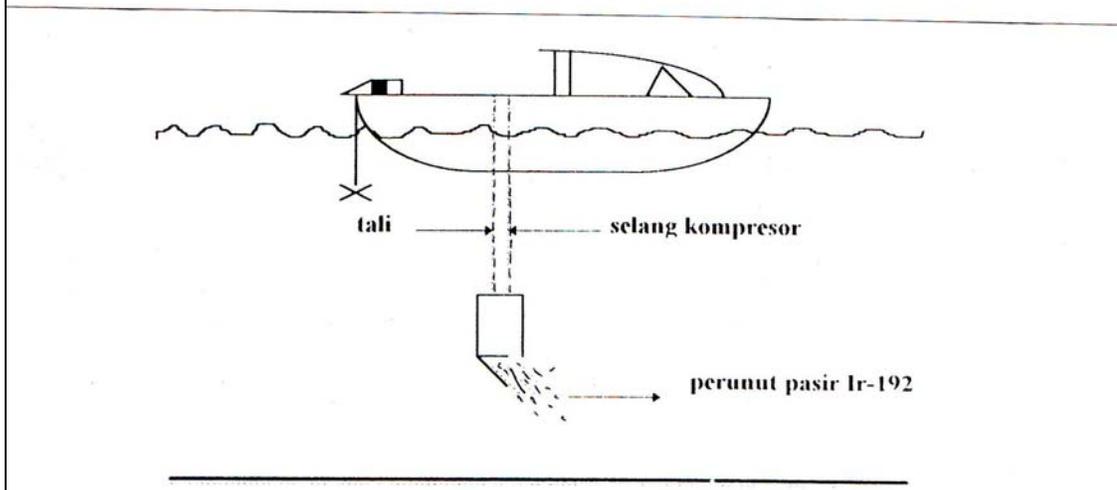
Kode sampel	% kumulatif	Diameter butiran (mikron)								
		3,60	4,65	8,05	11,38	13,94	19,72	27,88	39,42	62,30
TJ-1	kumulatif	17,58	20,18	28,22	35,15	36,69	45,67	63,76	90,31	99,17
TJ-2	kumulatif	8,83	11,74	14,51	18,68	22,33	22,46	26,88	50,60	90,98
TJ-3	kumulatif	16,34	18,29	19,34	25,04	29,69	29,99	41,83	64,77	90,26
TJ-4	kumulatif	21,18	22,95	30,01	34,55	34,30	47,67	59,77	83,48	99,02
TJ-5	kumulatif	16,45	24,78	24,56	33,99	34,65	35,75	50,00	79,17	92,86
TJ-6	kumulatif	16,63	18,64	25,65	30,06	33,66	33,27	52,10	76,55	98,23
TJ-7	kumulatif	20,92	29,80	30,37	39,25	42,12	55,59	69,63	88,25	93,15
TJ-8	kumulatif	24,01	28,23	30,94	33,14	34,83	42,77	54,95	83,01	94,57
TJ-9	kumulatif	19,14	20,80	16,84	25,24	31,35	33,84	44,94	77,67	95,42
TJ-10	kumulatif	23,57	31,78	35,03	38,70	39,57	43,03	52,32	87,35	98,16
TJ-11	kumulatif	21,77	24,33	37,75	36,88	38,41	41,74	66,07	71,70	84,51
TJ-12	kumulatif	22,11	24,65	31,26	33,80	37,87	41,93	55,40	78,78	92,25



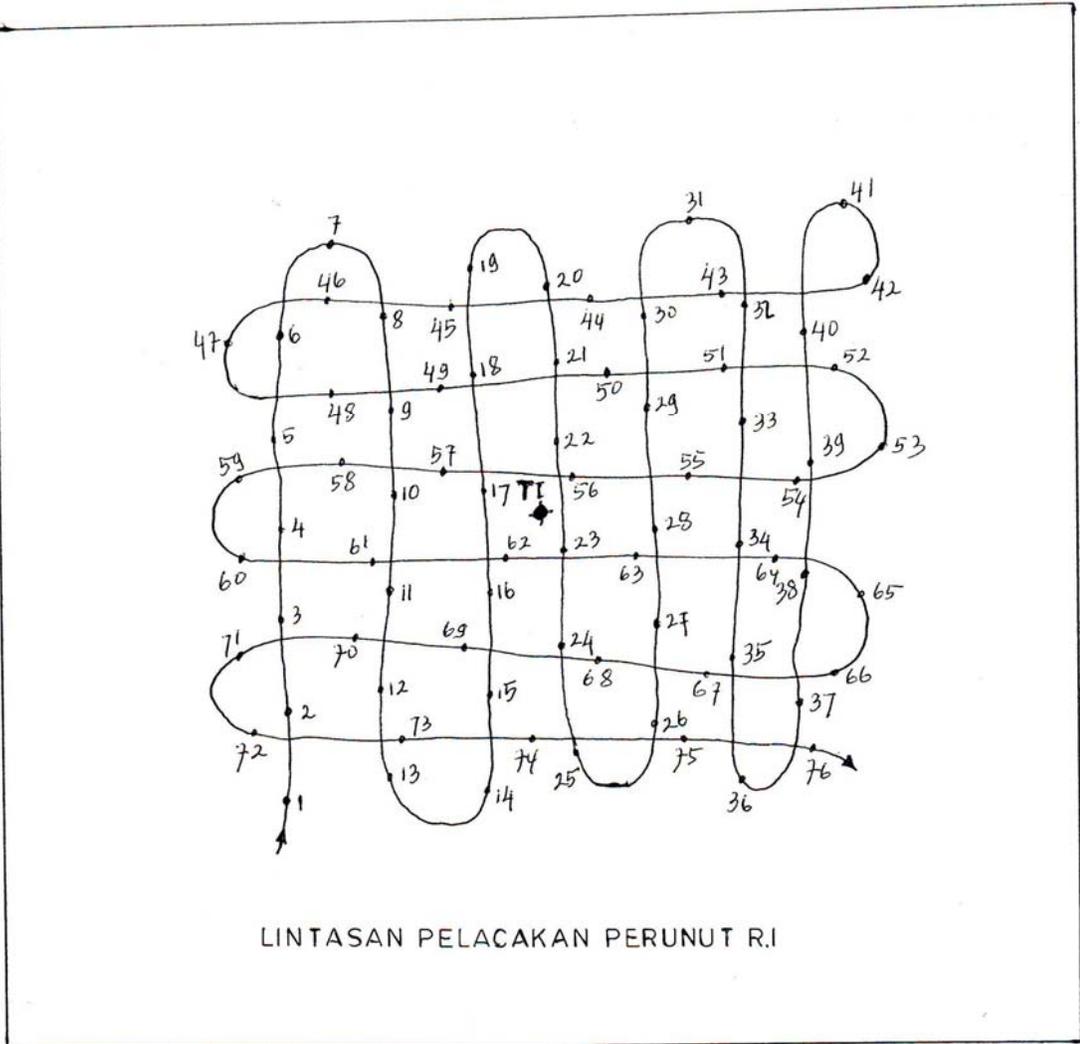




Gambar-2: Sistem pelacakan pergerakan perunut



Gambar-3: Sistem pelepasan (dropping) radioperunut



**Tanya - Jawab****1. Penanya : Maskur (PRR - BATAN)****Pertanyaan :**

- Dalam menentukan arah gerak sedimen, faktor apa saja yang menjadi pertimbangan pemilihan jenis radioisotop yang tepat untuk digunakan sebagai perunut?

**Jawaban : Darman (PATIR – BATAN)**

- Pertama : waktu paruh Ir-192 cukup lama sehingga untuk penelitian dengan waktu 40 hari masih terdeteksi oleh alat. Kedua : isotop yang diinjeksikan cukup dengan aktivitas kecil setelah terjadi penyebaran, tapi bisa terdeteksi oleh alat. Ketiga : untuk penelitian sedimen transport, Ir-192 yang paling cocok.

**2. Penanya : Mukhlis, B.Sc. (PPGN - BATAN)****Pertanyaan :**

- Apa tujuan anda melakukan penelitian ini dan manfaatnya setelah diketahui arah gerakan sedimen terhadap pelabuhan?
- Apakah tidak ada selain Ir-192 yang waktu paruhnya 74 hari itu, sedangkan penelitian anda hanya 34 hari, berarti sisanya mencemari lingkungan?

**Jawaban : Darman (PATIR – BATAN)**

- Tujuannya adalah untuk mengetahui sumber dan arah pergerakan sedimen yang dominan, manfaatnya sebagai masukan untuk perawatan pelabuhan selanjutnya. Usulan supaya pihak pengelola pelabuhan membuat kantong-kantong sedimen atau kanal pengelak.
- Sepengetahuan saya hanya Ir-192 yang paling tepat untuk penelitian ini dan tidak ada pencemaran lingkungan (sangat kecil) karena isotop berada di dasar laut dan setiap hari selalu bergerak mengikuti arah sedimen hingga habis sesuai dengan waktu paruhnya.

## UJI PROFISIENSI PADA PENENTUAN RADIONUKLIDA PEMANCAR GAMMA DALAM SAMPEL CAIRAN DARI IAEA TAHUN 2004

Wahyudi, Asep Setiawan dan Yurfida  
PTKMR – BATAN

### ABSTRAK

UJI PROFISIENSI PADA PENENTUAN RADIONUKLIDA PEMANCAR GAMMA DALAM SAMPEL CAIRAN DARI IAEA TAHUN 2004. Telah dilakukan uji profisiensi dalam penentuan radionuklida pemancar radiasi gamma dalam sampel cairan dari IAEA dalam *Project RAS/9/024* tahun 2004. Sampel cairan kode 2908 yang diterima dari IAEA diverifikasi untuk mengetahui kebenaran dokumen dan kondisi sampel. Larutan diambil sebanyak  $(2,00623 \pm 0,01003)$  g, kemudian ditempatkan dalam vial diameter 4,5 cm dan ditambah pelarut HCl 0,1N sampai setinggi 5 cm. Sampel diukur dengan spektrometer gamma yang dilengkapi dengan detektor HPGe model GC-2020 buatan Canberra. Dalam pengukuran ini teridentifikasi 8 radionuklida pemancar radiasi gamma, 5 radionuklida yaitu  $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{65}\text{Zn}$ ,  $^{133}\text{Ba}$ , dan  $^{137}\text{Cs}$  memenuhi kriteria uji profisiensi dan 3 radionuklida yaitu  $^{109}\text{Cd}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ , dan  $^{241}\text{Am}$  tidak memenuhi kriteria uji.

Kata kunci : radionuklida pemancar gamma, uji profisiensi, cairan.

### ABSTRACT

PROFICIENCY TEST ON THE DETERMINATION OF GAMMA EMMITING RADIONUCLIDES IN SOLUTION SAMPLE FROM IAEA IN 2004. The proficiency test on the determination of gamma emitting in solution sample from IAEA had been carried out for *Project RAS/9/024* in 2004. Solution sample code 2908 from IAEA was verified to check the document and sample condition. The  $(2.00623 \pm 0.01003)$  g sample solution was transferred to the 4.5 cm diameter vial containing 0.1N HCl, and then added 0.1N HCl up to 5 cm height. The sample was counted using the gamma spectrometer with HPGe detector model GC-2020 made by Canberra. From the measurement, it has been identified 8 radionuclides, 5 radionuclides are  $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{65}\text{Zn}$ ,  $^{133}\text{Ba}$ , and  $^{137}\text{Cs}$  have fulfilled the proficiency test criteria and 3 radionuclides are  $^{109}\text{Cd}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ , and  $^{241}\text{Am}$  have not fulfilled the proficiency test criteria.

Key words : gamma emitting radionuclides, proficiency test, solution.

---

### PENDAHULUAN

Laboratorium Keselamatan Kesehatan dan Lingkungan (Lab. KKL) pada Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi (PTKMR) telah terakreditasi oleh KAN (Komite Akreditasi Nasional) sejak Maret 2004 sebagai laboratorium pengujian dengan

ruang lingkup diantaranya analisis radionuklida pemancar radiasi gamma dalam sampel lingkungan.

Untuk meningkatkan kinerja Lab. KKL dalam melakukan pengukuran radioaktivitas lingkungan, maka Lab. KKL ikut dalam uji profisiensi pada pengukuran radionuklida pemancar radiasi gamma yang diadakan oleh IAEA (*International Atomic Energy Agency*) tahun 2004. Uji profisiensi dilakukan untuk mengetahui kemampuan laboratorium dalam melakukan analisis radionuklida dalam sampel lingkungan diantaranya sampel air. Kegiatan ini dapat digunakan sebagai salah satu pendukung laboratorium yang telah terakreditasi <sup>[1]</sup>.

Kegiatan uji profisiensi diikuti oleh 10 laboratorium peserta. Untuk menjaga kerahasiaan maka dalam laporan, nama laboratorium peserta dibuat dalam bentuk nomor. Lab. KKL ikut sebagai peserta dan berharap hasilnya dapat digunakan sebagai bahan kajian untuk mengetahui kemampuan dan kekurangan dalam melakukan analisis zat radioaktif pemancar gamma. Keuntungan lain yaitu laboratorium memperoleh sampel uji untuk bahan referensi yang dapat digunakan sebagai standar dalam pengukuran.

Makalah ini menjelaskan tentang analisis radionuklida pemancar radiasi gamma dalam uji profisiensi yang dikirim oleh IAEA Austria. Sampel diukur menggunakan spektrometer gamma yang berada di Lab. KKL Unit Lingkungan (Subbidang Keselamatan Lingkungan) yang digunakan secara rutin untuk melakukan kegiatan penelitian berbagai sampel lingkungan maupun kegiatan pelayanan analisis cemaran radiasi dalam berbagai sampel komoditas ekspor.

## TEORI

Dalam penentuan radionuklida pemancar gamma di dalam sampel lingkungan biasa digunakan spektrometer gamma dengan detektor HPGe (*High Purity Germanium*), karena detektor tersebut dapat memisahkan energi gamma yang berdekatan dengan resolusi sekitar 2,0 keV lebar setengah tinggi puncak (FWHM) untuk radionuklida <sup>60</sup>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. Sistem spektrometer gamma perlu dikalibrasi dengan sumber standar sebelum digunakan dalam pengukuran. Kalibrasi diperlukan untuk menentukan hubungan antara nomor salur dan energi gamma (keV). Perkembangan teknologi analisis menyediakan fasilitas kalibrasi

energi secara langsung dalam komputer, sehingga fasilitas tersebut dapat dimanfaatkan oleh pengguna.

Sumber standar yang digunakan telah diketahui aktivitasnya pada saat ditetapkan (*reference date*) namun pada saat pencacahan perlu ditentukan aktivitasnya kembali setelah mengalami peluruhan selama penyimpanan. Aktivitas radionuklida pada saat pencacahan dapat ditentukan dengan menggunakan persamaan sebagai berikut [2-4]:

$$A_t = A_0 e^{-\lambda t} \dots\dots\dots (1)$$

$$A_t = A_0 e^{-0,693t/T_{1/2}} \dots\dots\dots (2)$$

dengan :

- A<sub>t</sub> adalah aktivitas saat pencacahan (Bq)
- A<sub>0</sub> adalah aktivitas mula-mula (Bq)
- λ adalah konstanta peluruhan (hari<sup>-1</sup>)
- t adalah waktu tunda (hari)
- T<sub>1/2</sub> adalah waktu paro (hari)

Efisiensi tiap-tiap energi gamma (ε<sub>γ</sub>) mempunyai nilai yang tertentu dan untuk menghitung efisiensi pengukuran pada tiap-tiap energi dihitung dengan menggunakan persamaan sebagai berikut [2-4] :

$$\epsilon_\gamma = \frac{N_s - N_{BG}}{A_t \cdot p_\gamma} \dots\dots\dots (3)$$

dengan :

- N<sub>s</sub> adalah laju cacah standar (cps)
- N<sub>BG</sub> adalah laju cacah latar (cps)
- A<sub>t</sub> adalah aktivitas pada saat pengukuran (Bq)
- p<sub>γ</sub> adalah *yield* dari energi gamma teramati (%)

Konsentrasi zat radioaktif dalam sampel pada pengukuran dengan sistem spektrometer gamma ditentukan dengan persamaan sebagai berikut [5] :

$$C_{Sp} = C_{avg} \pm U_T \dots\dots\dots (4)$$

dengan :

- C<sub>Sp</sub> adalah konsentrasi zat radioaktif dalam sampel terkoreksi (Bq/kg)
- C<sub>avg</sub> adalah konsentrasi zat radioaktif dalam sampel rata-rata (Bq/kg)

$U_T$  adalah ketidakpastian pengukuran yang diperluas (Bq/kg)

$$C_{avg} = \frac{N_{Sp} - N_{BG}}{\epsilon_{\gamma} \cdot P_{\gamma} \cdot W_{Sp}} \dots\dots\dots (5)$$

dengan :

- $N_{Sp}$  adalah laju cacah sampel (cps)
- $N_{BG}$  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 (gram)

$$U_T = C_{avg} \cdot x \sqrt{u_N^2 + u_B^2 + u_{\epsilon}^2 + u_p^2 + u_w^2} \dots\dots\dots (6)$$

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 diperluas, maka satuan ketidakpastian dinyatakan dalam prosen, sedangkan untuk penulisan dalam data dinyatakan sesuai dengan satuan nilai rata-rata.

Hasil pengukuran yang dilakukan oleh Lab. KKL PTKMR dengan nilai yang ditentukan oleh IAEA terdapat perbedaan, untuk mengetahui besarnya nilai perbedaan aktivitas radionuklida yang diperoleh ditentukan dengan menggunakan persamaan sebagai berikut <sup>[6,7]</sup> :

$$Rel.Bias = \frac{C_{KKL} - C_{IAEA}}{C_{IAEA}} \cdot x \ 100\% \dots\dots\dots (7)$$

dimana :

- Rel.Bias* adalah perbedaan nilai aktivitas antara Lab. KKL PTKMR dengan IAEA (%)
- $C_{IAEA}$  adalah nilai aktivitas dari IAEA (Bq/g)
- $C_{KKL}$  adalah aktivitas hasil pengukuran Lab. KKL PTKMR ( Bq/g)

Dari perbedaan pengukuran yang dilakukan oleh kedua laboratorium tersebut dapat ditentukan kinerja suatu laboratorium pengujian yang secara kuantitatif ( $Z_{score}$  atau  $Z$ ) dapat ditentukan dengan persamaan berikut [6,7]:

$$|Z| = \frac{Rel.Bias}{\sqrt{(U_{KKL}^2 + U_{IAEA}^2)}} \dots\dots\dots (8)$$

dimana :

$|Z|$  adalah nilai kuantitatif hasil antar banding pengukuran.

$U_{KKL}$  adalah nilai ketidakpastian hasil pengukuran Lab. KKL PTKMR (%)

$U_{IAEA}$  adalah nilai ketidakpastian dari IAEA (%)

Nilai  $Z \leq 2$  maka hasil uji profisiensi memuaskan,  $2 < Z < 3$  dipertimbangkan, sedangkan jika nilai  $Z \geq 3$  tidak memuaskan.

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]:

$$A_1 = |C_{KKL} - C_{IAEA}| \text{ dan } A_2 = 2,58\sqrt{U_{IAEA}^2 + U_{KKL}^2} \dots\dots\dots (9)$$

Dari hasil pengujian dilakukan evaluasi untuk menentukan kriteria lulus uji berdasarkan nilai benar dan presisi. Nilai presisi untuk dapat memenuhi kriteria  $P \leq 8\%$  [7], besarnya nilai P ditentukan dengan persamaan sebagai berikut [7]:

$$P = \sqrt{\left(\frac{U_{IAEA}}{C_{IAEA}}\right)^2 + \left(\frac{U_{KKL}}{C_{KKL}}\right)^2} \times 100\% \dots\dots\dots (10)$$

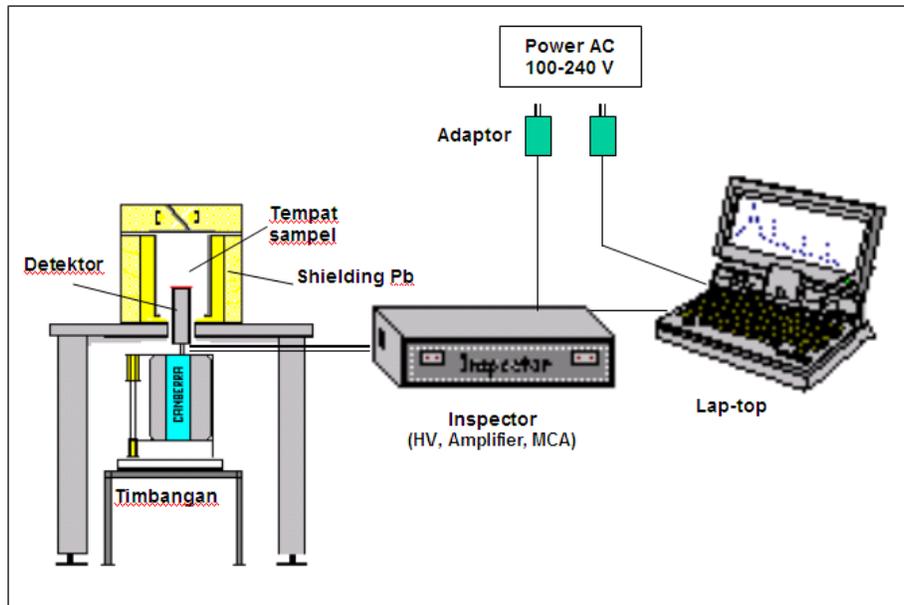
Untuk dapat diterima dalam uji profisiensi ini maka hasil pengujian masing-masing radionuklida harus memenuhi kriteria nilai Z, nilai benar maupun nilai presisi.

**TATA KERJA**

**Peralatan dan Bahan**

Sampel cair dalam wadah ampul kaca dikirim oleh IAEA ke PTKMR. Sampel diperiksa kondisinya untuk memastikan tidak terjadi cacat. Peralatan utama yang digunakan adalah spektrometer gamma yang dilengkapi dengan detektor HPGe model GC-2020 buatan Canberra dengan efisiensi relatif 24,6%. Spektrometer gamma dikalibrasi dengan sumber standar <sup>152</sup>Eu yang mempunyai geometri sama dengan sampel. Untuk

melengkapi data efisiensi pada energi tertentu digunakan  $^{57}\text{Co}$ ,  $^{88}\text{Y}$ ,  $^{133}\text{Ba}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ , dan  $^{241}\text{Am}$  dalam bentuk titik yang dalam perhitungan telah dikonversi dalam geometri vial.



Gambar 1. Spektrometer gamma detektor HPGe model GC-2020 buatan Canberra.

### Metodologi <sup>[3,4]</sup>

Sampel dalam bentuk larutan diambil sebanyak  $(2,00623 \pm 0,01003)$  gram lalu dimasukkan ke dalam vial diameter 4,5 cm yang berisi larutan HCl 0,1 N. Larutan dalam vial ditambah HCl 0,1 N sampai setinggi 5 cm. Sampel kemudian diukur menggunakan spektrometer gamma selama 61200 detik yang dioperasikan dengan perangkat lunak *Genie-PC*. 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. Konsentrasi aktivitas radionuklida dihitung menggunakan persamaan 4 dan 5. Hasil penentuan radionuklida yang dilakukan Lab. KKL PTKMR dikirim ke IAEA melalui jasa pos maupun *E-mail* (Tabel 1). IAEA melakukan evaluasi terhadap hasil pengukuran yang dilakukan Lab. KKL PTKMR yang hasilnya disajikan dalam Tabel 2.

### HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil kalibrasi efisiensi sistem spektrometer gamma detektor HPGe model GC-2020 disajikan pada Gambar 2. Detektor dibuka dengan jendela energi 40 sampai 2000 keV.

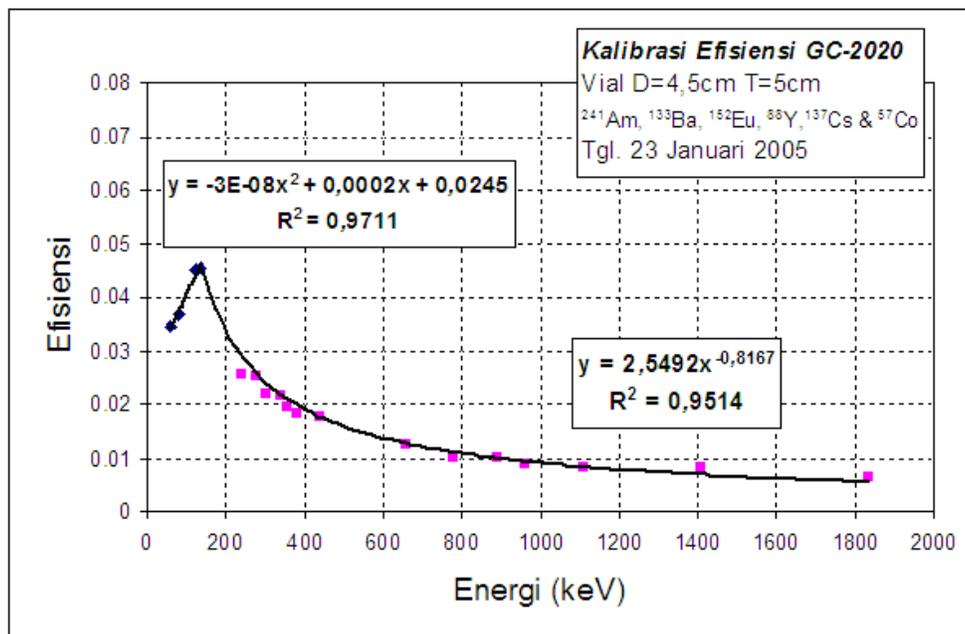
Sumber standar yang digunakan adalah  $^{152}\text{Eu}$  yang mempunyai geometri sama dengan sampel dan dengan jangkauan energi 121,78 sampai 1408,02 keV <sup>[2-4]</sup>, sedangkan untuk memperoleh kurva efisiensi yang lengkap dalam rentang energi 50 sampai 2000 keV digunakan  $^{57}\text{Co}$ ,  $^{88}\text{Y}$ ,  $^{133}\text{Ba}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ , dan  $^{241}\text{Am}$ . Penggunaan sumber titik ini merupakan solusi karena terbatasnya sumber standar dengan jangkauan energi yang diperlukan untuk analisis dengan geometri mendekati sampel.

Pada Gambar 2 dapat dilihat efisiensi sistem spektrometer gamma mempunyai karakteristik yang spesifik. Efisiensi pada energi di bawah 140 keV dan di atas 140 keV masing-masing diperoleh persamaan kurva efisiensi sebagai berikut :

$$E_\gamma < 140 \text{ keV} : \text{Efisiensi} = -3,10^{-8} E_\gamma^2 + 0,0002 E_\gamma + 0,0245 \text{ dengan } R^2 = 0,9711$$

$$E_\gamma > 140 \text{ keV} : \text{Efisiensi} = 2,5492 E_\gamma^{-0,8167} \text{ dengan } R^2 = 0,9514$$

Dari nilai koefisien korelasi ( $R^2$ ), maka dapat dikatakan kurva efisiensi mempunyai korelasi yang linier atau nilai  $R^2 \approx 1$ , ini berarti setiap titik mendekati kurva efisiensi. Kurva efisiensi ini yang digunakan untuk menghitung aktivitas sampel uji profisiensi yang yang dikirim oleh IAEA.



Gambar 2. Kalibrasi efisiensi sistem spektrometer gamma detektor HPGe Canberra Model GC-2020.

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 hasil pengukuran sampel uji profisiensi disajikan pada Tabel 1. Aktivitas radionuklida yang diperoleh dikoreksi terhadap peluruhan dan dihitung aktivitasnya pada tanggal 1 Oktober 2004, sesuai dengan formulir isian dari IAEA. Dari hasil pengukuran yang dilakukan teridentifikasi 8 radionuklida dengan energi di bawah 140 keV sebanyak 2 buah yaitu <sup>241</sup>Am dan <sup>109</sup>Cd dengan energi 59,54 dan 88,03 keV sedangkan 6 radionuklida mempunyai energi di atas 140 keV yaitu <sup>54</sup>Mn, <sup>60</sup>Co, <sup>65</sup>Zn <sup>133</sup>Ba, <sup>134</sup>Cs, dan <sup>137</sup>Cs (Tabel 1).

Tabel 1. Hasil analisis sampel uji profisiensi kode 2908 dari IAEA yang diukur di Lab. KKL PTKMR BATAN.

No.	Nuklida	Energi (keV)	Yield	T paro (hari)	Cacahan (61200 dtk)		Aktivitas (Bq)		
					Sampel	Latar	20-01-05 2,00623 g	01-10-04 Per gram	Unct.
1	<sup>54</sup> Mn	834,84	0,99975	312,5	75139	20	117,16	74,70	2,37
2	<sup>60</sup> Co	1335,50	0,999824	1925,5	89186	35	204,06	105,86	3,36
3	<sup>65</sup> Zn	1115,55	0,504	243,9	69958	25	274,15	187,31	5,95
4	<sup>109</sup> Cd	88,03	0,0365	463	23846	25	254,67	149,88	4,75
5	<sup>133</sup> Ba	356,01	0,623	3842	131857	10	164,53	83,67	2,65
6	<sup>134</sup> Cs	604,70	0,976	754,2	35229	25	43,22	23,86	0,76
7	<sup>137</sup> Cs	661,66	0,85	10957,5	38544	60	58,39	29,31	0,93
8	<sup>241</sup> Am	59,54	0,360	157788	53384	25	66,72	33,27	1,06

Penentuan efisiensi pada energi di bawah 140 keV mempunyai kesalahan yang cukup besar, hal ini disebabkan tidak tersedianya sumber standar pada energi tersebut. Penentuan efisiensi didasarkan pada sumber standar bentuk titik yang telah dikonversikan ke geometri vial. Hal ini ternyata kurang baik, sehingga pengadaan sumber standar pada energi di bawah 140 keV perlu segera dilakukan. Kemiringan kurva pada energi di bawah 140 keV juga cukup tajam sehingga pergeseran sedikit saja sudah terjadi penyimpangan yang cukup besar, hal ini juga penyumbang kesalahan pada penentuan <sup>109</sup>Cd dan <sup>241</sup>Am yang mempunyai perbedaan nilai antara PTKMR dan IAEA cukup besar.

Berdasarkan laporan yang diterbitkan oleh IAEA <sup>[3]</sup>, maka hasil pengukuran yang dilakukan oleh Laboratorium KKL cukup memuaskan. Jika dilihat dari nilai Z, maka ada 7 radionuklida dengan nilai  $Z < 2$ , sehingga ada 7 radionuklida yang memenuhi kriteria uji

berdasarkan nilai Z. Nilai presisi untuk seluruh pengukuran memenuhi kriteria uji, sedangkan dari hasil analisis nilai benar sebagian tidak memenuhi kriteria uji yaitu  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{109}\text{Cd}$ , dan  $^{134}\text{Cs}$ . Dari beberapa faktor yang menentukan kriteria tersebut maka hasil akhir ketiga radionuklida tersebut tidak memenuhi kriteria uji profisiensi. Pada Tabel 2 dapat dilihat bahwa 5 radionuklida yaitu  $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{65}\text{Zn}$ ,  $^{133}\text{Ba}$ , dan  $^{137}\text{Cs}$  telah memenuhi kriteria uji profisiensi, sedangkan satu radionuklida yaitu  $^{210}\text{Pb}$  tidak dapat diukur dengan detektor HPGe karena energi gammanya diluar jangkauan detektor HPGe.

Tabel 2. Hasil evaluasi uji profisiensi radionuklida pemancar radiasi gamma dalam sampel larutan yang diukur oleh Laboratorium KKL PTKMR [2].

Nuklida	Aktivitas (Bq/gram)		Rel.Bias (%)	Nilai Z	Nilai benar			Presisi		Hasil akhir
	IAEA	PTKMR			A1	A2	Nilai	P	Nilai	
$^{54}\text{Mn}$	69,55±0,24	74,70±2,37	7	0,74	5,15	6,15	P	3,2%	P	P
$^{60}\text{Co}$	110,5±0,83	105,86±3,36	-4	0,42	4,64	8,93	P	3,3%	P	P
$^{65}\text{Zn}$	180,4±1,66	187,31±5,95	4	0,39	6,95	15,91	P	3,3%	P	P
$^{109}\text{Cd}$	179,5±0,86	149,88±4,75	-17	1,65	29,6	12,45	F	3,2%	P	R
$^{133}\text{Ba}$	86,7±0,38	83,67±2,65	-3	0,35	3,03	6,91	P	3,2%	P	P
$^{134}\text{Cs}$	26,3±0,20	23,86±0,76	-9	0,93	2,45	2,03	F	3,3%	P	R
$^{137}\text{Cs}$	27,1±0,13	29,31±0,93	8	0,83	2,24	2,42	P	3,2%	P	P
$^{210}\text{Pb}$	182,2±2,78	Tidak dilaporkan karena tidak dapat diukur dengan detektor HPGe								
$^{241}\text{Am}$	115,4±0,69	33,27±1,06	71	7,12	84,2	3,27	F	3,2%	P	R

Catatan : P = *Passed* (memenuhi syarat), F = *Failed* (tidak memenuhi syarat), R = *Rejected* (Tidak diterima)  
Tanggal aktivitas acuan = 1 Oktober 2004.

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. Faktor lain adalah keterbatasan akan sumber standar yang dimiliki untuk jangkauan energi maupun bentuk geometri yang mendekati sampel sehingga kesulitan dalam melakukan analisis terutama untuk energi 59 sampai 300 keV yang mempunyai efisiensi yang cukup krusial.

Kalau dibandingkan dengan hasil antarbanding yang dilakukan antara PTKMR dengan JCAC Jepang, maka hasil ini telah diperoleh hasil yang lebih baik. Pada

antarbanding dengan JCAC dengan sampel alumina didapat  $^{60}\text{Co}$  dan  $^{137}\text{Cs}$  yang memenuhi kriteria uji, sedangkan  $^{54}\text{Mn}$  dan  $^{144}\text{Ce}$  tidak memenuhi kriteria uji [8]. Hal ini berarti pada kegiatan uji profisiensi ini telah terjadi peningkatan hasil yang cukup signifikan.

Dari 10 laboratorium peserta tidak ada satupun laboratorium yang dapat melakukan pengukuran 9 radionuklida dengan kriteria dapat diterima (Tabel 3). Hal ini kemungkinan disebabkan oleh analisis data berupa nilai benar dan presisi sebagai syarat diterimanya hasil uji. Kegagalan laboratorium peserta dalam memenuhi kriteria uji profisiensi ini sebagian besar disebabkan tidak terpenuhinya nilai benar, selain nilai presisi dan nilai Z. Lab. KKL PTKMR memperoleh hasil yang cukup baik, dengan dapat mengukur 8 radionuklida 5 diantaranya memenuhi kriteria uji profisiensi, sedangkan laboratorium peserta terbaik dalam uji ini adalah Lab.#3 yang memperoleh 8 radionuklida masuk dalam uji profisiensi disusul Lab.#13 dengan 7 radionuklida yang masuk kriteria uji.

Tabel 3. Hasil evaluasi terhadap peserta yang mengikuti uji profisiensi oleh IAEA tentang penentuan radionuklida dalam sample larutan<sup>[2]</sup>.

Nuklida	Hasil akhir tentang keberterimaan laboratorium peserta dalam Uji Profisiensi									
	Lab. #1	Lab. #2	Lab. #3	Lab.#4 PTKMR	Lab. #5	Lab. #8	Lab. #10	Lab. #11	Lab. #13	Lab. #14
$^{54}\text{Mn}$	R	R	P	P	P	P	R	R	P	R
$^{60}\text{Co}$	R	R	P	P	P	R	P	R	P	R
$^{65}\text{Zn}$	R	R	P	P	P	P	P	P	P	R
$^{109}\text{Cd}$	P	R	P	R	P	N	R	N	P	N
$^{133}\text{Ba}$	R	R	R	P	R	P	R	R	R	R
$^{134}\text{Cs}$	R	R	P	R	R	R	R	R	P	P
$^{137}\text{Cs}$	P	R	P	P	P	R	P	R	P	R
$^{210}\text{Pb}$	P	N	P	N	N	N	R	N	R	N
$^{241}\text{Am}$	R	R	P	R	N	N	R	N	P	P
Jum. P	3	0	8	5	5	3	3	1	7	2

Catatan : P=Passed (memenuhi syarat), N=Not Reported (Tidak ada data), R=Rejected (Tidak diterima)

Dari Tabel 3 juga dapat dilihat masih terdapat satu laboratorium yang tidak satupun hasil pengukurannya memenuhi kriteria uji profisiensi yaitu Lab.#2, hal ini kemungkinan disebabkan sumber standar yang dimiliki kurang tertelusur ke standar internasional. Hasil

akhir tentang uji profisiensi ini Lab. KKL PTKMR berada di urutan ketiga bersama dengan Lab.#5 dengan 5 radionuklida masuk kriteria uji.

Pengalaman yang diperoleh dari uji profisiensi ini bahwa selain dukungan peralatan yang memadai, harus didukung 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 sumber standar sisa dari uji profisiensi. Sumber standar sisa hasil uji profisiensi dapat digunakan untuk mengkalibrasi sistem spektrometer gamma yang ada di laboratorium dengan rentang energi yang cukup lebar yaitu dari 59 sampai 1332,5 keV.

## KESIMPULAN

Dari hasil uji profisiensi sampel cairan dari IAEA tahun 2004 dalam pengukuran radionuklida pemancar gamma diperoleh hasil sebagai berikut :

1. Uji profisiensi dalam pengukuran sampel larutan diidentifikasi 8 radionuklida dengan 5 radionuklida yaitu  $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{65}\text{Zn}$ ,  $^{133}\text{Ba}$ , dan  $^{137}\text{Cs}$  masuk kriteria uji dan 3 radionuklida  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{109}\text{Cd}$  dan  $^{134}\text{Cs}$  tidak masuk kriteria uji, sehingga Lab. KKL berkemampuan dalam analisis radionuklida pemancar gamma dalam sampel cair.
2. Dalam melakukan analisis perlu dilakukan perhitungan nilai ketidakpastian dari berbagai faktor yang mempengaruhi perhitungan aktivitas sampel, karena nilai ini mempengaruhi hasil uji profisiensi.

## SARAN

Untuk mendukung kegiatan serupa diwaktu mendatang dan meningkatkan pengukuran radionuklida dalam sampel lingkungan perlu tambahan peralatan spektrometer gamma yang dilengkapi dengan detektor LEGe serta pengadaan sumber standar pengukuran secara berkala dengan ketidakpastian aktivitas yang kecil.

## 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. WAHYUDI, WIYONO, M., dan INDIYATI, T., *Antar banding pengukuran  $^{144}\text{Ce}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{54}\text{Mn}$  dan  $^{60}\text{Co}$  antara P3KRBiN-BATAN dengan JCAC Jepang*, Prosiding Presentasi Ilmiah Keselamatan Radiasi dan Lingkungan X, 14 Desember 2004, Jakarta (2004) 79-89.

### Tanya Jawab :

**1. Penanya : Kusdiana (PTKMR – BATAN)**

**Pertanyaan :**

Bagaimana caranya untuk meningkatkan hasil uji profisiensi di masa datang ?

**Jawaban : Wahyudi (PTKMR – BATAN)**

Untuk meningkatkan hasil uji profisiensi perlu pengadaan spektrometer gamma yang dilengkapi dengan detektor LEGe dan pengadaan sumber standar dengan rentang energi dari energi rendah sampai tinggi dalam berbagai geometri.

**2. Penanya : Widodo S. (PDL – BATAN)**

**Pertanyaan :**

- Apa criteria yang digunakan agar supaya radionuklida Cd-109, Cs-134 dan Am-241 dapat diterima?
- Sepengetahuan saya detector HPGe dapat mengukur energi radiasi gamma diatas 50 keV, apalagi detector anda mendekati efisiensi relative 20%, artinya cukup besar efisiensinta?

**Jawaban : Wahyudi (PTKMR – BATAN)**

- Dilihat dari nilai  $A1 \leq A2$  dan nilai presisi  $(P) \leq 8\%$ .
- Detektor yang digunakan HPGe tipe GC-2020 dengan relative eff 24,6% terhadap NaI(Tl), sedangkan energi terendah yang dapat di ukur adalah energi Am-241 59,54 keV. Nilai eff akan berpengaruh pada lamanya pencacahan.

## STUDI PEMBUATAN RADIOISOTOP $^{82m}\text{Rb}$ PEMANCAR POSITRON MENGUNAKAN SIKLOTRON ENERGI RENDAH

Sri Wahyuni  
PTKMR – BATAN

### ABSTRAK

STUDI PEMBUATAN RADIOISOTOP  $^{82m}\text{Rb}$  PEMANCAR POSITRON MENGGUNAKAN SIKLOTRON ENERGI RENDAH. Radioisotop  $^{82m}\text{Rb}$  mempunyai waktu paro ( $T_{1/2}$ ) 6,5 jam, energi proton yang dipancarkan sebesar 0,80 MeV. Karena waktu paro yang relatif singkat dan energi yang dipancarkan cukup besar, maka diharapkan radioisotop  $^{82m}\text{Rb}$  dapat digunakan sebagai perunut dalam kedokteran nuklir. Radioisotop  $^{82m}\text{Rb}$  dapat dibuat dari target gas  $^{82}\text{Kr}$  yang ditembak dengan proton, reaksi inti yang terjadi yaitu  $^{82}\text{Kr} (p,n) ^{82m}\text{Rb}$ . Jika digunakan target gas  $^{82}\text{Kr}$  yang diperkaya 72,9% dan energi proton yang digunakan untuk menembak target sebesar 10 – 15 MeV, maka akan diperoleh aktifitas  $^{82m}\text{Rb} = 50 \text{ mCi}$  (1850MBq) dan *yield* radioisotop pengotor  $^{81}\text{Rb}$  ( $T_{1/2} = 4,58 \text{ jam}$ ) = 0,01% serta  $^{83}\text{Rb}$  ( $T_{1/2} = 86,2 \text{ hari}$ ) = 0,18%. Jika digunakan target gas  $^{82}\text{Kr}$  yang diperkaya >90% dan energi proton yang digunakan 10 – 13,3 MeV, maka akan diperoleh aktifitas  $^{82m}\text{Rb} = 100 \text{ mCi}$  (3,7 GBq) dan tidak diperoleh radioisotop lain sebagai pengotor. Jika digunakan target gas Krypton alam maka energi proton yang digunakan untuk menembak target sebesar 15 MeV – 25 MeV, energi proton ini berasal dari siklotron berukuran sedang. Diperoleh radioisotop pengotor  $^{81}\text{Rb}$ ,  $^{83}\text{Rb}$  dan  $^{77}\text{Br}$  ( $T_{1/2} = 57 \text{ jam}$ ) dan *yield*  $^{82m}\text{Rb}$  yang diperoleh hanya sekitar 40% bila digunakan target gas  $^{82}\text{Kr}$  yang diperkaya >72,9%. Dari hasil studi diperoleh informasi bahwa produksi radioisotop  $^{82m}\text{Rb}$  dapat ditingkatkan dengan cara menggunakan target gas  $^{82}\text{Kr}$  yang diperkaya >90%, dan energi proton yang digunakan untuk menembak target sebesar 10 – 13,3 MeV, tidak diperoleh radioisotop lain sebagai pengotor. Untuk menjaga temperatur di dalam tabung gas target dapat digunakan gas helium sebagai pendingin, sehingga tekanan di dalam tabung gas target tidak naik.

Kata kunci: *radioisotop  $^{82m}\text{Rb}$ , siklotron energi rendah, gas krypton, gas Helium*

### ABSTRACT

STUDY OF RADIOISOTOPE PRODUCTION OF  $^{82m}\text{Rb}$  POSITRON EMITTER BY LOW-ENERGY CYCLOTRON. Radioisotope  $^{82m}\text{Rb}$  has a half life ( $T_{1/2}$ ) of 6.5 hours, emitted positron with energy of 0.80 MeV. Because radioisotope  $^{82m}\text{Rb}$  has a half life a relative short and emitting energy positron big enough so this radioisotope can be used in nuclear medicine as tracer. This radioisotope can be produced from gas target  $^{82}\text{Kr}$  with bombarded by proton. The occurred nuclear reaction is  $^{82}\text{Kr} (p,n) ^{82m}\text{Rb}$ . If we used target  $^{82}\text{Kr}$  which be enriched 72,9% and energy proton is used 10 – 15 MeV, then will result radioisotope  $^{82m}\text{Rb}$  with activity 50 mCi (1,850 MBq), and impurity radioisotope yield of  $^{81}\text{Rb}$  ( $T_{1/2} = 4,58 \text{ hours}$ ) < 0,01% and also  $^{83}\text{Rb}$  ( $T_{1/2} = 86,2 \text{ days}$ ) = 0,18%. If we used  $^{82}\text{Kr}$  as a target which be enriched > 90% and energy proton is used 10 – 13,3 MeV, will get result of radioisotope  $^{82m}\text{Rb}$  with activity 100 mCi (3,7 GBq) without impurity radioisotope. If we used target natural Krypton gas and energy proton is used = 15 – 25 MeV, this proton from medium-sized cyclotron. We got the radioisotope impurity  $^{81}\text{Rb}$ ,

$^{83}\text{Rb}$  and  $^{77}\text{Br}$  ( $T_{1/2}= 57$  hours) and yield  $^{82\text{m}}\text{Rb}$  was 40% if used target  $^{82}\text{Kr}$  gas enriched  $>72,9\%$ . From this study we have information that the yield of radioisotope  $^{82\text{m}}\text{Rb}$  can be increased with, used the  $^{82}\text{Kr}$  gas target enrichment  $>90\%$ , used proton energy 10-13,5 MeV, and the chamber of gas target colling by he-gas, so the temperature in the gas target chamber does not increase.

Key words: *radioisotope  $^{82\text{m}}\text{Rb}$ , low-energy cyclotron, krypton gas, helium gas.*

## PENDAHULUAN

Perkembangan kedokteran nuklir dewasa ini sangatlah pesat, baik menggunakan isotop pemancar gamma (Gamma Camera) maupun pemancar positron (PET). Hal ini disebabkan informasi yang diperoleh dengan menggunakan kamera gamma atau positron emisi tomografi sangatlah jelas baik dinamik maupun statik, gambar yang diperoleh dapat 3 dimensi dan dosis radiasi yang diterima pasien sangat kecil. Saat ini untuk mempelajari aliran darah di otot-otot jantung menggunakan isotop pemancar positron terdapat 4 macam perunut yang biasa digunakan yaitu [ $^{13}\text{N}$ ]NH $_4^+$ ; H $_2$   $^{15}\text{O}$ ;  $^{38}\text{K}$  dan  $^{82}\text{Rb}$ . Radioisotop  $^{13}\text{N}$  dan  $^{15}\text{O}$  diproduksi dengan menggunakan siklotron ukuran kecil, dan radioisotop  $^{38}\text{K}$  diproduksi dengan menggunakan siklotron ukuran sedang. Sedangkan pada *PET center* yang tidak mempunyai siklotron, radioisotop  $^{82}\text{Rb}$  yang mempunyai waktu paro ( $T_{1/2}$ ) 1,2 menit umumnya diperoleh menggunakan generator  $^{82}\text{Sr} - ^{82}\text{Rb}$ . Radioisotop  $^{82}\text{Rb}$  biasanya diperoleh secara tidak langsung yaitu dengan cara memproduksi isotop induknya yaitu isotop  $^{82}\text{Sr}$ . Tetapi isotop  $^{82}\text{Sr}$  mempunyai waktu paro ( $T_{1/2}$ ) 25,5 hari (sangat panjang), ini tidak efisien sebagai induk isotop pada generator  $^{82}\text{Sr} - ^{82}\text{Rb}$ , dan harga generator  $^{82}\text{Sr} - ^{82}\text{Rb}$  sangat mahal.

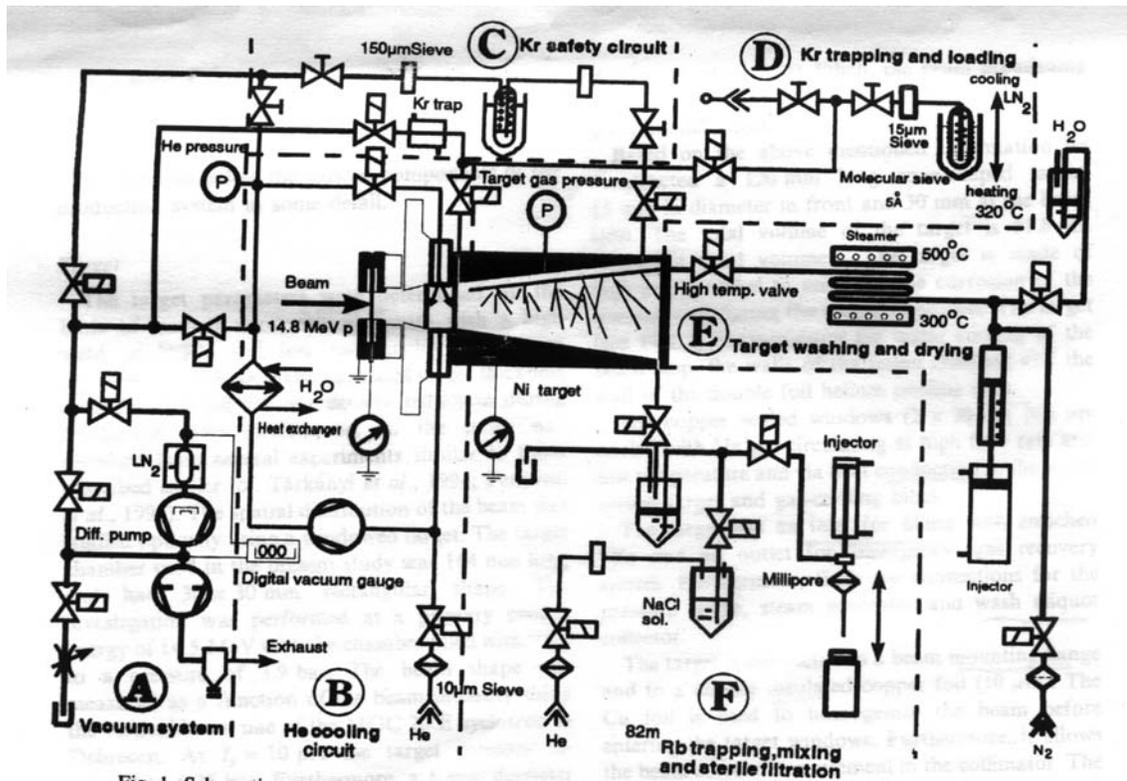
Lambrecht, dkk. <sup>[1]</sup> pada tahun 1986 telah menggunakan radioisotop  $^{81,82}\text{Rb}$  untuk mempelajari *myocardial perfusion* pada anjing. Sedangkan Cherry, dkk. <sup>[2]</sup> pada tahun 1989 telah menggunakan radioisotop  $^{81}\text{Rb}$  yang mempunyai waktu paro 4,58 jam untuk mempelajari perkembangan tumor. Pemanfaatan radioisotop  $^{82\text{m}}\text{Rb}$  yang mempunyai waktu paro 6,5 jam telah dipelajari oleh Schweickert, dkk. pada tahun 1990. Untuk memproduksi radioisotop  $^{82\text{m}}\text{Rb}$  sangatlah sulit, karena biasanya juga terbentuk isotop pengotor lainnya, misalnya  $^{81}\text{Rb}$  yang mempunyai waktu paro 4,58 jam. Pada generator  $^{81}\text{Rb} - ^{81\text{m}}\text{Kr}$ , pada proses pemurniannya juga terkontaminasi oleh isotop rubidium lainnya. Teknik pemurnian menggunakan metoda elektromagnetik untuk memperoleh isotop  $^{81}\text{Rb}$

yang murni telah dikembangkan oleh Hanser pada tahun 1989, teknik ini juga digunakan untuk memproduksi radioisotop  $^{82m}\text{Rb}$  dengan kemurnian yang tinggi.

Radioisotop  $^{82m}\text{Rb}$  mempunyai waktu paro 6,5 jam dengan energi positron yang dipancarkan sebesar 0,80 MeV. Karena waktu paro yang relatif singkat dan energi positron yang dipancarkan cukup besar maka diharapkan radioisotop  $^{82m}\text{Rb}$  dapat digunakan sebagai perunut di kedokteran nuklir dalam mempelajari fungsi jantung. Karena itu dikaji cara untuk memproduksi radioisotop  $^{82m}\text{Rb}$  pemancar positron dengan kemurnian dan *yield* yang tinggi untuk dapat digunakan pada kedokteran nuklir dengan fasilitas *PET center*.

### **Bagan Sistem Produksi $^{82m}\text{Rb}$**

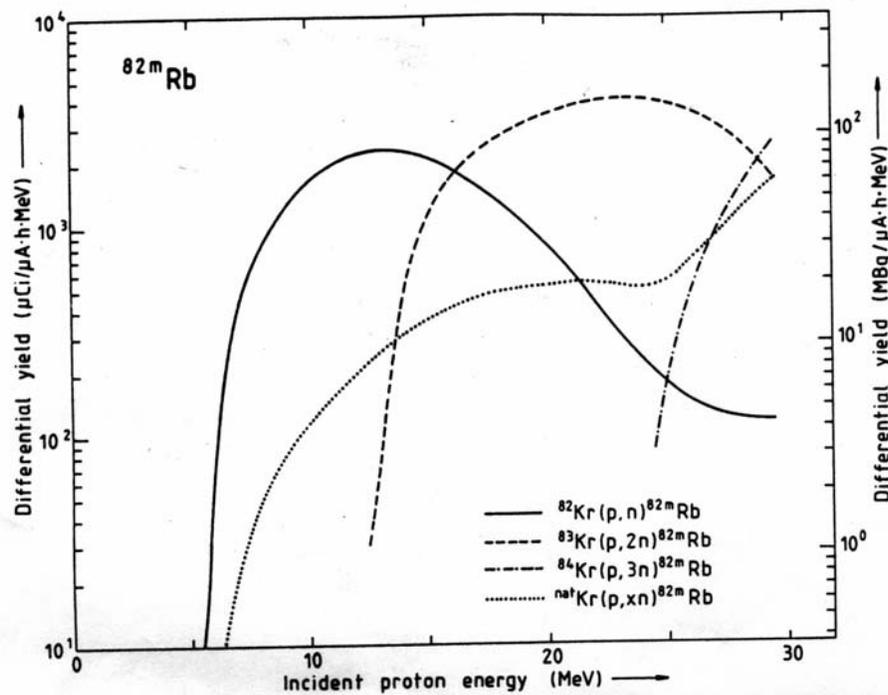
Skema sistem produksi  $^{82m}\text{Rb}$  dinyatakan pada Gambar 1. Sistem vakum berguna untuk mengontrol tekanan di dalam tabung gas target, terutama pada saat pengisian dan pengosongan gas. Bila tekanan di dalam tabung gas target tidak dikontrol, akan dapat merusak *window* tabung gas target. Gas helium berfungsi sebagai pendingin pada saat target diiradiasi dengan proton. Bila tidak didinginkan maka temperatur di dalam tabung gas target akan naik, sehingga tekanan tabung gas target juga akan meningkat. Pemasukan dan pengeluaran gas juga harus dikontrol. Setelah gas target diiradiasi dan hasil produksi sudah diambil, maka tabung gas harus dibersihkan dari sisa-sisa gas hasil produksi, ini berguna supaya produksi radioisotop berikutnya tidak terkonaminasi. Hasil produksi radioisotop  $^{82m}\text{Rb}$  yang telah dihasilkan kemudian disterilkan (rangkainan F) sehingga radioisotop  $^{82m}\text{Rb}$  dapat digunakan sebagai perunut dalam kedokteran nuklir.



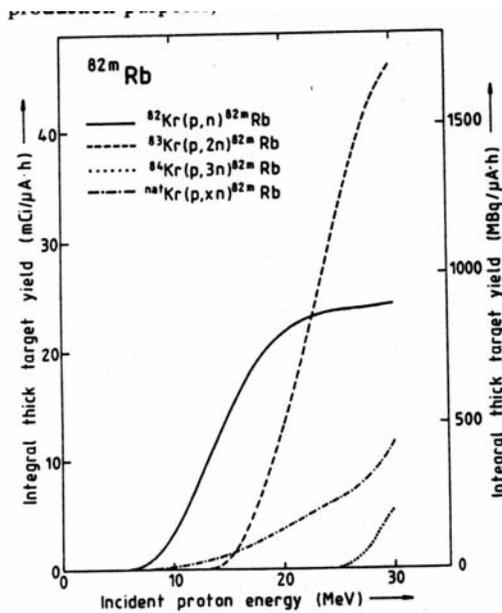
Gambar 1. Skema sistem produksi radioisotope  $^{82m}\text{Rb}$ , terdiri dari: A: Sistem vakum; B: rangkaian pendingin He; C: rangkaian pengatur keamanan gas Kr; D: pengatur Pemasukan atau keluaran gas Kr; E: pembersihan dan pengeringan target; F: pengambilan hasil  $^{82m}\text{Rb}$ , dan sterilisasi hasil [3].

### Penampang Lintang dan Perhitungan Yield

Pada tahun 1991, Kovack, dkk. telah melakukan perhitungan fungsi eksitasi beberapa radioisotop Rubidium yang diperoleh dari target gas Krypton alam dan target gas  $^{82}\text{Kr}$  serta  $^{83}\text{Kr}$  yang diperkaya, dinyatakan pada Gambar 2 dan 3. Dari data-data tersebut dapat dihitung besarnya aktifitas (*yield*) dari radioisotop  $^{82m}\text{Rb}$  yang diperoleh.



Gambar 2. Hasil yield  $^{82m}\text{Rb}$  yang berbeda berdasarkan fungsi energi proton yang digunakan untuk menembak target  $^{82}\text{Kr}$ ,  $^{83}\text{Kr}$ ,  $^{84}\text{Kr}$  dan  $^{nat}\text{Kr}$ . [4]



Gambar 3. Menyatakan fungsi energi proton yang digunakan untuk menembak target dan integral ketebalan yield. [5]

Sesudah target gas diiradiasi, sinar  $\gamma$  yang dihasilkan oleh target diukur menggunakan MCA (Multi Channel Analyzer). Efisiensi pencacahan ditentukan dengan menggunakan beberapa sumber standar yang laju disintegrasinya sudah diketahui [6]. Aktifitas spectrum yang diperoleh dari MCA setelah iradiasi (End Of Bombardment) kemudian dihitung dengan menggunakan persamaan:

$$A = \frac{1}{1 - e^{-Lt}} N_T \tag{1}$$

Catatan: NT = cacahan bersih (net count)  
 t = waktu cacahan  
 L =  $\ln 2 / T^{1/2}$

$$\frac{A}{\text{efisiensi}} = x \text{ dps} \tag{2}$$

Catatan: efisiensi dapat diperoleh melalui kurva standar kalibrasi MCA

$$\frac{x}{\text{abundance spektrum energi}} = \text{aktifitas isotop pada saat dicacah} \tag{3}$$

Tabel 1. Karakteristik radioaktif utama isotop Rubidium [5]

Radioisotop	$T_{1/2}$	EC (%)	$\beta^+$ (%)	$E_{\beta^+}$ (MeV)
$^{81}\text{Rb}$	4,58 jam	73	27	1,1
$^{82m}\text{Rb}$	6,5 jam	74	26	0,80
$^{82}\text{Rb}$	1,2 menit	4	96	3,35

Catatan:  $T_{1/2}$  = waktu paro  
 EC = electron capture  
 $\beta^+$  = positron  
 E = energi  
 MeV = Mega electron volt

## HASIL DAN PEMBAHASAN

### Produksi

Untuk mengukur hasil *yield* pada berkas arus yang berbentuk kerucut (diameter depan = 1 cm; diameter belakang = 2 cm; panjang = 18 cm) telah dipelajari oleh Tarkanyi, dkk. pada tahun 1998 menggunakan *window* ganda (lembar titanium dengan ketebalan 20  $\mu\text{m}$ ) yang diantaranya didinginkan melewati gas He dengan tekanan 4 bar. *Body* tabung gas target dari *stainless steel* dan untuk menghentikan berkas menggunakan aliran air. Grafit dengan ketebalan 10 mm diletakkan di depan *kolimator* *window* sebagai tempat lewatnya berkas. Target yang digunakan yaitu gas  $^{82}\text{Kr}$  yang diperkaya 72,9% dengan komposisi sebagai berikut:  $^{78}\text{Kr} = 0,8\%$ ;  $^{80}\text{Kr} = 9,5\%$ ;  $^{82}\text{Kr} = 72,9\%$ ;  $^{83}\text{Kr} = 16,7\%$ ;  $^{84}\text{Kr} = 0,1\%$ , diiradiasi menggunakan peralatan yang dipelajari oleh Tarkanyi, dkk. (siklotron energi rendah, berkas arus 10  $\mu\text{A}$ , energi proton = 10 – 14,5 MeV).

Setelah target gas  $^{82}\text{Kr}$  diiradiasi, untuk mengambil hasil aktivitas  $^{82\text{m}}\text{Rb}$  dilakukan dengan cara membilas/ menyemprotkan air bertekanan tinggi dengan volume kecil (1,7 ml), dari pembilasan ketiga diperoleh aktivitas *yield* sebesar >80%. Untuk mengukur hasil produksi digunakan detektor Ge (Li) dengan mengambil sebagian kecil total volume.

Pada produksi kontinyu dengan waktu iradiasi 2 jam dan berkas arus sebesar 10  $\mu\text{A}$ , pada akhir iradiasi (EOB) diperoleh aktivitas  $^{82\text{m}}\text{Rb}$  sebesar 50 mCi (1850 MBq). Hasil ini bila dibandingkan dengan cara teoritis/perhitungan kira-kira sebesar 60%. Dari hasil percobaan diperoleh: jika energi proton yang digunakan antara 10,5 MeV – 13,3 MeV maka akan diperoleh aktivitas  $^{82}\text{Rb}$  sebesar 2,6 mCi (96 MBq)/  $\mu\text{A}$  jam. Radioisotop pengotor utama yang diperoleh dinyatakan pada Tabel 2.

Tabel 2. Radionuklida pengotor hasil iradiasi partikel proton pada target gas Krypton yang Diperkaya 72,9% dan energi proton sebesar 10,5 MeV – 13,3 MeV. [7]

Isotop Pengotor	Waktu Paro ( $T_{1/2}$ )	% Abundance (abudansi spektrum)	Reaksi Inti	% Yield
$^{83}\text{Rb}$	86,2 hari	16,7	$^{83}\text{Kr} (p,n)$	0,18
$^{77}\text{Br}$	57 jam	9,5	$^{80}\text{Kr} (p,n)$	0,02

### Perhitungan Dosis Radiasi

Untuk menghitung dosis radiasi yang diterima oleh organ dalam dan seluruh badan karena iradiasi positron ( $\beta^+$ ) menggunakan metoda MIRD (Measurement International Radiation Dose), telah dilakukan oleh Loevinger dan Berman pada tahun 1968. Data biokinetik dari rubidium diambil dari ICRP (International Commission Radiation Protection) 1988. Nilai ekstrapolasi dari fraksi spesifik yang terserap untuk sumber foton berdasarkan metoda perhitungan yang dikembangkan oleh Synder, dkk. 1972. Data peluruhan dari energi dan intensitas yang dipancarkan dari isotop rubidium diambil dari literatur yang dikembangkan oleh Browne dan Fristone, 1986. Perhitungan dosis fraksial/bagian pada  $^{81}\text{Rb}/^{81\text{m}}\text{Kr}$  dan  $^{82}\text{Rb}$  dibandingkan dengan data literature Synder, dkk. 1975. Untuk radioisotop  $^{82\text{m}}\text{Rb}$  tidak ada literatur perhitungan dosisnya. Pada Tabel 3, menyatakan dosis radiasi pada beberapa organ tubuh dan seluruh tubuh.

Dosis radiasi perunut aktivitas dari  $^{82\text{m}}\text{Rb}$  pada organ tubuh 100 kali lebih besar dari pada  $^{82}\text{Rb}$ . Hal ini disebabkan karena waktu paro  $^{82\text{m}}\text{Rb}$  yang jauh lebih panjang (6,5 jam) dari pada waktu paro  $^{82}\text{Rb}$  yang hanya 1,2 menit. Sedangkan dosis radiasi yang diserap karena radioisotope  $^{82\text{m}}\text{Rb}$  adalah 2 – 3 kali lebih besar dibandingkan dengan dosis radiasi yang diserap karena radioisotope  $^{81}\text{Rb}/^{81\text{m}}\text{Kr}$ , hal ini karena isotop murni  $^{81}\text{Rb}$  sangat sulit didapat.

Tabel 3. Dosis radiasi dari  $^{81}\text{Rb}/^{81\text{m}}\text{Kr}$ ,  $^{82\text{m}}\text{Rb}$  dan  $^{82}\text{Rb}$  pada organ tubuh dan seluruh tubuh. [8]

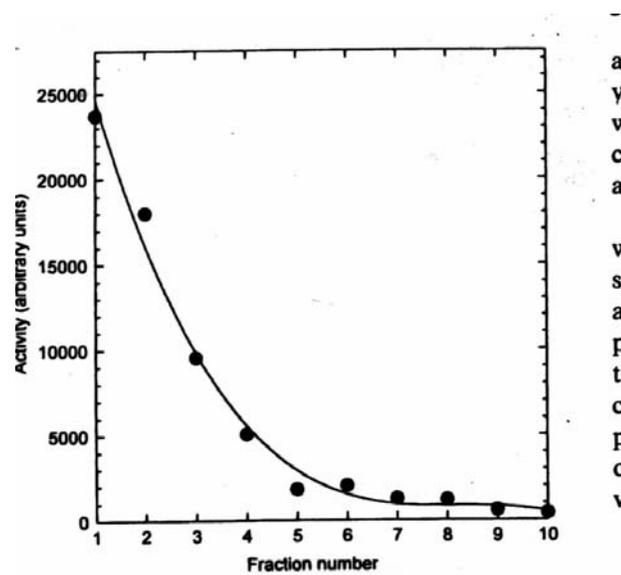
Organ Tubuh	Dosis radiasi yang diserap dalam mrad/mCi ( $\mu\text{Gy}/\text{MBq}$ )		
	$^{81}\text{Rb}/^{81\text{m}}\text{Rb}$	$^{82\text{m}}\text{Rb}$	$^{82}\text{Rb}$
Tulang	168 (45,4)	379 (102,4)	3,71 (1,0)
Liver/ hati	383 (103,5)	958 (258,9)	8,21 (2,2)
Ginjal	383 (103,5)	788 (213,0)	8,92 (2,4)
Seluruh tubuh	90,4 (24,4)	294 (79,5)	1,67 (0,5)

### Pembahasan

#### A. Sistem Produksi

Untuk mendapatkan besarnya aktifitas radioisotop setelah penembakan dengan proton, secara matematik dapat digunakan data nuklir yaitu besarnya penampang lintang atom  $^{82}\text{Kr}$ , energi proton yang digunakan untuk mmenembak target, besarnya arus proton dan lamanya iradiasi. Jika digunakan target gas  $^{82}\text{Kr}$  yang diperkaya 77%, berarti masih

ada pengotor lainnya yaitu  $^{83}\text{Kr}$ ,  $^{84}\text{Kr}$  maka hasil produksi dapat dihitung dengan menggunakan Gambar 2, begitu juga bila digunakan target gas alam Krypton. Dapat pula dihitung menggunakan persamaan 1, 2 dan 3. Berdasarkan pengalaman penulis [9] besarnya aktifitas setelah iradiasi di siklotron umumnya 20-30% lebih besar dari pada secara teori, hal ini disebabkan antara lain nilai penampang lintang unsur target nilai yang ada di nuklir *data book* adalah nilai rerata; kerapatan arus ini juga nilai rerata yang digunakan, biasanya kerapatan arus di siklotron yang bagus pemfokusannya akan berpusat di tengah berkas, jika pemfokusan berkas  $>80\%$  maka efektivitas iradiasi juga akan meningkat. Temperatur di dalam ruang target gas juga memegang peranan, umumnya semakin rendah temperature di ruang target maka kemungkinan gas target akan bereaksi dengan foton juga semakin besar. Dari hasil pengukuran di Jerman, untuk target gas yang berbentuk kerucut, sebelum iradiasi tekanan dalam tabung gas target sebesar 3,9 bar, setelah diiradiasi dengan proton sebesar  $I_p = 10 \mu\text{A}$ , waktu iradiasi 1 jam, maka tekanan di dalam tabung gas target menjadi 5,75 bar. Hal ini mengakibatkan berkas melebar menjadi 19 mm. Jika arah berkas tegak lurus target gas, maka pelebaran berkas setelah iradiasi akan lebih besar lagi karena pengaruh gaya grafitasi bumi. Berkas proton yang datang dapat menyebabkan temperatur di dalam tabung target naik. Kenaikan temperatur akan meningkatkan energi kinetik dari gas Krypton. Energi kinetik gas Krypton yang meningkat akan meningkatkan tekanan di dalam tabung gas meningkat juga. Bila hal ini dibiarkan maka produksi radioisotope  $^{82\text{m}}\text{Rb}$  akan menurun. Untuk meningkatkan hasil produksi radioisotop  $^{82\text{m}}\text{Rb}$ , maka temperatur tabung gas target harus diturunkan, yaitu dengan cara mengalirkan gas Helium sebagai pendingin.



Gambar 4. Pemindahan aktivitas  $^{82m}\text{Rb}$  dari dinding tabung target pada setiap kali pencucian dengan fraksi air. [4]

Untuk mengambil aktifitas  $^{82m}\text{Rb}$  yang terbentuk setelah iradiasi dilakukan dengan menyemprotkan air bertekanan tinggi, setiap kali pencucian volume air yang digunakan adalah 1,7 mL. Pada pencucian pertama dan kedua, biasanya hanya membasahi dinding saja, setelah pencucian yang ketiga barulah produk terakumulasi di tengah tabung target. Dari Gambar 4 terlihat bahwa setelah 4-5 kali pencucian dinding tabung target total fraksi volume yang terakumulasi adalah 6-8 ml dan aktivitas  $^{82m}\text{Rb}$  yang berhasil diambil mencapai 80% - 90%. Bila proses pencucian dinding tabung target diteruskan sampai 10 kali, berarti fraksi volume yang dikumpulkan sekitar 15 ml dan aktifitas  $^{82m}\text{Rb}$  yang diambil sekitar 95%. Ini tidaklah berbeda jauh dengan proses 4-5 kali pencucian saja. Karena target gas yang digunakan diperkaya >90%, dan produk  $^{82m}\text{Rb}$  yang diperoleh langsung digunakan untuk pemeriksaan ke pasien maka volume air yang digunakan haruslah sekecil mungkin, jadi pencucian tabung sampai yang ke 4-5 ini sudah cukup memenuhi aktivitas radios isotop yang diperlukan dan volumenya juga tidak terlalu banyak.

Produksi radioisotop  $^{82m}\text{Rb}$  yang menggunakan target gas Krypton yang diperkaya 72,9% dan energi proton sebesar 10,5 – 13,3 MeV masih diperoleh radioisotop pengotor  $^{83}\text{Rb}$  sebesar 0,18% dengan waktu paro 86,2 hari dan radioisotop  $^{77}\text{Br}$  sebesar 0,02% dengan waktu paro 57 jam (2,4 hari). Karena waktu paro  $^{83}\text{Rb}$  panjang sekali, maka produksi radios isotop ini harus dihindari, yaitu dengan cara kemurnian target gas

Krypton harus ditingkatkan. Dengan menggunakan target gas Krypton dengan kemurnian >90%, dan energi proton untuk menembak target sebesar 10,5 MeV, diperoleh aktifitas  $^{82m}\text{Rb}$  sebesar 100 mCi (3,7 GBq) dan radioisotop  $^{83}\text{Rb}$  sebesar 0,04%. *Yield* radioisotop  $^{83}\text{Rb}$  sebesar 0,04% ini dapat diabaikan pada penggunaan radioisotop  $^{82m}\text{Rb}$  sebagai perunut pada kedokteran nuklir. Hasilnya dinyatakan pada Tabel 4.

Tabel 4. Reaksi inti untuk produksi  $^{82m}\text{Rb}$  yang mempunyai waktu paro 6,5 jam [5]

Reaksi Inti	Range Energi Proton	Yield $^{82m}\text{Rb}$ MCi(MBq)/ $\mu\text{A} \cdot \text{jam}$	Aktivitas pengotor (%)
$^{82}\text{Kr} (p,n) ^{82m}\text{Rb}$	10 – 14,5	10 (370)	$^{81}\text{Rb}$ (,0,01)
$^{83}\text{Kr} (p,2n) ^{82m}\text{Rb}$	23 – 30	22 (814)	$^{83}\text{Rb}$ (0,1)

## KESIMPULAN

Untuk meningkatkan produksi radioisotop  $^{82m}\text{Rb}$  dan memperkecil radioisotop pengotor dapat dilakukan dengan cara:

1. Meningkatkan kemurnian target gas Krypton (>90%) dan energi proton yang digunakan untuk menembak target sebesar 10 – 13,3 MeV.
2. Mengalirkan gas He sebagai pendingin pada tabung gas target, sehingga temperatur dan tekanan di dalam tabung gas tetap rendah.

## DAFTAR PUSTAKA

1. LAMBRECHT, R.M., GALLAGHER, B.M., WOLF, A.P., and BENNETT, G.W., Cyclotron isotopes and radiopharmaceutical-XXIX.  $^{81,82m}\text{Rb}$  for positron emission tomografi. *Int. J. Appl. Radiat. Isot.* **31**, 343, 1980.
2. CHERRY, S.R., CARNOCHAN, P., BABICH, J.W., SERAFINI, F., ROWELL, N. and WATSON, I., Quantitative tumour perfusion measurements using Rb-81 and PET. *J. Nucl. Med.* **30**, 911, 1989.
3. QAIM, S.M., BLESSING, G., TÁRKANYI, F., LAVI, N., BRÄUTIGAM, W., SCHILTEN, B. and STÖCKLIN, G., Production of longer-lived positron emitters  $^{73}\text{Se}$ ,  $^{82m}\text{Rb}$  and  $^{124}\text{I}$ . *Proc. 14<sup>th</sup> Int. Conf. on Cyclotrons*. Cape Town, South Africa, October 1995.

4. KOVÁCS, Z., TÀRKANYI, F., QAIM, S.M., STÖCKLIN, G., Excitation functions for the formation of some radioisotopes of rubidium in proton induced nuclear reaction on  $^{nat}\text{Kr}$ ,  $^{82}\text{Kr}$  and  $^{83}\text{Kr}$  with special reference to the production of  $^{81}\text{Rb}$  ( $^{81m}\text{Kr}$ ) generator radionuclide. *Appl. Radiat. Isot.* **42**, 329, 1991.
5. KOVÁCS, Z., TÀRKANYI, F., QAIM, S.M., STÖCKLIN, G., Production of 6.5 h  $^{82m}\text{Rb}$  via the  $^{82}\text{Kr}$  (p,n)- process at a low-energy cyclotron- a potential substitute for  $^{82}\text{Rb}$ . *Appl. Radiat. Isot.* **42**, 831, 1991.
6. MICHAEL, C., LEDERE and VIRGINIA, S. SHIRLEY, **Table of Isotopes**, Seventh edition, A Wiley-Interscience Publication, John Wiley & Sons. Inc., New York.
7. TÀRKANYI, F., QAIM, S.M., and STÖCKLIN, G., Excitation functions of  $^3\text{He}$ -particle induced nuclear reactions on enriched  $^{82}\text{Kr}$  and  $^{83}\text{Kr}$ . *Radiochim. Acta.* **43**, 185, 1988.
8. FENYVESI, A., TÀRKANYI, F., SZELECSÈNYI, F., TÁKÁCS, S., SZÜCS, Z., MOLNÁR., T and SUDÁR, S., Excitation function and thick target yield of the  $^{40}\text{Ar}(\alpha,p)^{43}\text{K}$  reaction: production of  $^{43}\text{K}$ . *Appl. Radiat. Isot.* **46**, 1413, 1995.
9. Komunikasi pribadi dengan Prof. Ido Tatsuo, CYRIC (Cyclotron Radio Isotope Center) Universitas Tohoku, Sendai, Jepang, 1992-1993.

#### Tanya - Jawab:

1. Penanya : Simon Petrus G (PATIR-BATAN)

Pertanyaan :

- a. Menurut anda apakah radioisotop Tc dapat juga dibuat menggunakan siklotron?
- b. Tahukah anda bagaimana cara memperkaya  $^{82}\text{Kr} > 90\%$ ?

Jawaban : Sri Wahyuni (PTKMR-BATAN)

- a. Siklotron dikembangkan untuk memproduksi radioisotop pemancar positron ( $\beta^+$ ), sedangkan Tc-99m radioisotop pemancar gamma ( $\gamma$ ) yang diperoleh dari generator Tc dengan radioisotop induk Mo. Jadi sampai saat ini saya belum mempunyai informasi bahwa Tc bias dibuat di siklotron.
- b. Maaf sekali, saya tidak tahu cara memperkaya  $^{82}\text{Kr} > 90\%$ .

## ABERASI KROMOSOM TIDAK STABIL PADA PENDERITA KANKER SERVIKS SELAMA TINDAKAN RADIOTERAPI

Tur Rahardjo dan Masnelly Lubis  
PTKMR – BATAN

### ABSTRAK

ABERASI KROMOSOM TIDAK STABIL PADA PENDERITA KANKER SERVIKS SELAMA TINDAKAN RADIOTERAPI. Telah dilakukan pengamatan terhadap frekuensi aberasi kromosom tidak stabil pada pasien kanker serviks yang diradioterapi dengan sinar gamma di Rumah Sakit Cipto Mangunkusumo Jakarta. Aberasi kromosom merupakan salah satu indikator biologi dalam perkiraan tingkat kerusakan pada sel akibat radiasi pengion yang dapat diamati dalam sel limfosit. Diambil Sebanyak 5 ml darah diambil dari 5 pasien penderita kanker serviks yang kemudian dikultur sesuai dengan prosedur standar analisis aberasi kromosom, pengambilan darah dilakukan sebelum, selama dan sesudah tindakan terapi radiasi. Pengamatan terhadap kromosom disentrik, sebagai aberasi kromosom tidak stabil dilakukan pada sekitar 500-1000 sel metaphase dari hasil kultur. Hasil pengamatan menunjukkan bahwa kromosom disentrik, cincin dan fragmen asentrik ditemukan pada pasien kanker yang di radioterapi dengan total dosis 50 Gy. Hal ini menunjukkan bahwa semakin tinggi dosis yang diterima pasien kanker serviks, semakin besar jumlah disentrik.

Kata kunci : Kanker serviks, radioterapi, abrasi kromosom, kromosom disentrik, cincin, dan fragmen asentrik

### ABSTRACT

UNSTABLE CHROMOSOME ABERRATION IN CERVICAL CANCER PATIENT WHO UNDERWENT RADIOTHERAPY. The observation of frequency of unstable chromosome aberration in cervical cancer patient who underwent Radiotherapy with gamma Radiation in Cipto Mangunkusumo Hospital Jakarta had been conducted. Chromosome aberration is one biological indicator for estimating the damage by ionizing Radiation which can be observed in lymphocyte blood cell. Five milliliter of blood obtained from 5 cervical cancer patients who underwent Radiotherapy was then cultured with the procedure according to standard procedure for chromosome aberration. The blood was taken prior to, during and after Radiotherapy. The observation of the frequency of dicentric as unstable chromosome aberration was done in about 500 – 1000 metaphase cells. The results of observation showed that dicentric, ring and fragment chromosome were found in patient who was irradiated with the total dose of therapy of 50 Gy. This suggesting that higher dose received by cervical cancer patient would result in higher number of dicentric.

Key words : Cervical cancer, radiotherapy, chromosome aberration, dicentric, ring and fragment chromosome

## I. PENDAHULUAN

Kanker serviks merupakan jenis kanker kedua terbanyak setelah kanker payudara yang dijumpai di Indonesia. Berbagai metode telah diusahakan untuk meningkatkan pemantauan terhadap kanker termasuk untuk memperpanjang masa hidup penderita terutama mereka yang sudah mencapai stadium lanjut. Penggunaan teknik kadioterapi merupakan salah satu teknik pengobatan yang dapat diandalkan untuk mengontrol sel kanker baik secara tunggal/sendiri atau dikombinasikan dengan pembedahan, kemoterapi maupun hormonal.

Radioterapi merupakan salah satu tindakan medik menggunakan radiasi pengion. Radiasi ini dapat menyebabkan terjadinya proses ionisasi pada materi biologik yang dilaluinya, sehingga dapat mengakibatkan kerusakan yang berakhir pada kematian sel. Keadaan ini diharapkan terjadi pada sel kanker tetapi tidak pada sel normal disekitarnya. Bagai manapun juga, kerusakan yang terjadi pada sel normal tidak dapat dihindari[1].

Tingkat kerusakan yang terjadi pada sel normal, salah satunya dapat diperkirakan melalui pengamatan sel limfosit darah, yang merupakan sel yang paling sensitif terhadap radiasi. Kerusakan yang timbul akibat radiasi diindikasikan dengan adanya perubahan struktur kromosom atau aberasi kromosom khususnya kromosom bentuk disentrik. Banyaknya kromosom disentrik yang terbentuk, salah satunya sangat bergantung dari dosis radiasi. Semakin besar dosis semakin tinggi frekuensi kromosom disentrik yang terbentuk[2].

Dengan metode analisis aberasi, dapat diketahui berbagai bentuk kelainan kromosom yang diinduksi oleh radiasi gamma, yaitu bentuk disentrik, (kromosom dengan dua sentromer) dan ring (kromosom bentuk cincin) yang bersifat tidak stabil dan kromosom tranlokasi dan fragmen (potongan lengan kromosom) yang bersifat stabil. Dalam penelitian ini akan dilakukan studi aberasi kromosom, khususnya aberasi kromosom tidak stabil, pada pasien kanker serviks yang menjalani radioterapi di rumah sakit Cipto Mangunkusumo Jakarta

## TEORI

Radiasi pengion dapat menyebabkan kerusakan molekul DNA dan kromosom pada inti sel. Kerusakan pada kromosom berupa patahan ini dapat mengalami proses penggabungan kembali yang tidak semestinya, sehingga menghasilkan perubahan struktur atau aberasi kromosom [3,4]. Penyebab timbulnya tipe aberasi bergantung pada tahap

siklus sel, ketika terpapari, maka akan mengakibatkan dua kerusakan dasar pada kromosom. Pertama kerusakan yang mengakibatkan aberasi simetrik dapat dilihat dengan menganalisis kelompok metafase misalnya tranlokasi, dan aberasi ini bersifat stabil. Kedua luka yang mengakibatkan aberasi asimetrik dapat diidentifikasi berdasarkan ketidaknormalan struktur individu kromosom.

Luka asimetrik dibagi tiga kategori yaitu (1) delest yaitu luka pada kromosom yang diakibatkan oleh hilangnya sebagian kromatid, bisa juga delisi terminal dan delest interstisial, (2) disentrik atau multisentrik kromosom dengan dua atau lebih sentromer dalam satu kromosom, dan (3) kromosom bentuk ring sentrik maupun bentuk ring asentrik. Ketiga aberasi ini dikategorikan sebagai aberasi yang tidak stabil dari ketiga aberasi asimetrik[ 5,6].

Kerusakan atau aberasi kromosom bentuk disentrik adalah jenis aberasi yang sangat spesifik untuk radiasi pengion. Dengan demikian bentuk disentrik dapat digunakan sebagai dosimeter biologi. Kromosom bentuk disentrik akan muncul dengan indeks kerusakan akibat radiasi yang tetap sekitar 60 % dari seluruh aberasi kromosom yang diamati pada paparan radiasi akut [7].

Identifikasi disentrik akan didukung oleh adanya fragmen asentrik akibat adanya patahan pada lengan kromosom. Fragmen asentrik berasal dari delesi terminal (patahan ujung lengan kromosom) atau delesi intertinal (hilangnya sebagian kecil dari bagian tengah kromosom pada salah satu lengan kromosom) [8]. Fragmen ini tidak dapat dipakai sebagai dosimeter biologi karena fragmen ini dapat muncul akibat dari faktor lain seperti kebiasaan merokok. Diperkirakan terdapat 1 fragmen dalam 250 sel dan jumlahnya akan sering meningkat pada sel yang terpapar oleh bahan kimia yang bersifat mutagen [9].

## **II. BAHAN DAN TATA KERJA**

### **II.1 Pengambilan sampel darah**

Sampel darah diperoleh dari 5 orang penderita kanker serviks yang menjalani tindakan radioterapi dengan dosis sinar gamma total sekitar 48 Gy di Rumah sakit Cipto Mangunkusumo Jakarta. Pengambilan darah diusahakan untuk dapat dilakukan pada saat sebelum pasien diterapi ( 0 Gy) dan selama terapi berlangsung. Sekitar 5 ml sampel darah diambil dengan jarum suntik dan segera diberi 0,2 ml heparin. Darah secepatnya dibawa ke Lab Biomedika Nuklir (PTKMR) untuk dilakukan proses pembiakan.

## II. 2 Pemiakan darah

Sebanyak 1 ml darah dibiakan dalam tabung kultur yang berisi 7,5 ml RPMI- 1640 ditambah 1 ml FBS, 0,1 ml L- Glutamin, 0,1 ml Penstrep, dan 0,1 ml PHA. Tabung biakan tersebut disimpan selama 72 jam dalam inkubator pada suhu 37°C dan dialiri gas CO<sub>2</sub> 5% selama 10 menit,. Pada 3 jam sebelum dipanen ke dalam biakan ditambah 0,1 ml Kolhisin kemudian botol ditutup rapat dan diinkubasi kembali.

## II. 3 Pemanenan

Biakan dipindahkan ke dalam tabung sentrifus, di putar selama 10 menit dengan kecepatan 1500 RPM. Supernatan dibuang, dan pada endapan ditambah kira - kira 8 ml larutan KCl 0.56%, kemudian dikocok selama 15 menit, Tabung dimasukkan ke dalam waterbath selama 15 menit dengan suhu 37°C,tambahkan 8 tetes larutan karnoy, dikocok sebentar dan dibiarkan lagi selama 10 menit di dalam waterbath. Darah disentrifus kembali dengan kecepatan yang sama. Supernatan dibuang dan pada endapan ditambah dengan larutan karnoy, lalu disentrifus kembali dengan kecepatan yang sama. Proses tersebut diulang beberapakali sampai dipanen endapan yang berwarna putih.

## II. 4 Pembuatan preparat

Endapan diteteskan di atas objek gelas kira - kira 4 tetes, dilewatkan di atas api bunsen dan dibiarkan kering pada suhu ruang. Setelah kering preparat diwarnai dengan Giemsa 4% selama 10 menit, kemudian dibilas dengan aquadest dan dibiarkan kering. Preparat yang telah kering ditutup dengan gelas penutup dan selanjutnya diamati dibawah mikroskop.

## III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Sel limfosit darah tersebar dan bersirkulasi pada seluruh tubuh sehingga kerusakan yang terjadi dalam darah akan mewakili kerusakan yang terjadi di dalam tubuh. Jumlah total limfosit dalam tubuh orang dewasa sehat  $\pm 500 \times 10^9$  sel dan sekitar 90 % dari sel limfosit dalam darah perifer, berumur panjang, dengan waktu paruh sekitar 3 tahun [7].

Hasil pengamatan terhadap aberasi kromosom pada 5 penderita kanker serviks yang diradioterapi dengan sinar gamma dengan berbagai dosis ditampilkan pada Tabel 1. Dari 14 sampel yang diperoleh rerata sel yang diobservasi adalah 227,9286 sel, dengan batas minimum .00 dan maksimum 500.00 Jumlah sel yang berhasil diamati tidak lebih

dari hitungan antara 500 sel dalam stadium metafase. Berdasarkan ketentuan IAEA untuk kepentingan pekerja Radiasi dan kasus kecelakaan, jumlah sel metafase yang dihitung antara 500 – 1000 sel atau lebih [11]. Aberasi kromosom dapat diamati dalam sel limfosit setelah diproses dan di biakan selama dua hari.

Pada Tabel 1 terlihat bahwa pengamatan jumlah sel metafase untuk setiap pasien tidak sama. Hal ini disebabkan karena tidak semua hasil biakan sel darah mempunyai kualitas yang sama, bergantung pada jumlah limfosit dari setiap pasien yang dipengaruhi umur dan kondisi kesehatan atau fisik pasien yang umumnya tidak baik akibat adanya kanker yang diderita, dan radiasi yang diterima. Aberasi yang dijumpai pada kromosom penderita adalah aberasi disentrik, aberasi bentuk ring dan fragmen asentrik. Terlihat bahwa aberasi disentrik meningkat sesuai dengan besarnya dosis yang diterima oleh pasien. Pengamatan aberasi kromosom juga dilakukan pada pasien setelah menerima tindakan Radioterapi. Terlihat masih dijumpai adanya kromosom disentrik dan fragmen pada dua pasien, setelah menerima dosis total 50 Gy. Jumlah aberasi ini akan berkurang, bahkan hilang bersamaan waktu karena sel limfositnya akan mengalami kematian dan diganti dengan sel limfosit yang baru

Tabel 1. Data aberasi kromosom sel yang diobservasi penderita kanker Serviks  
Selama tindakan radioterapi

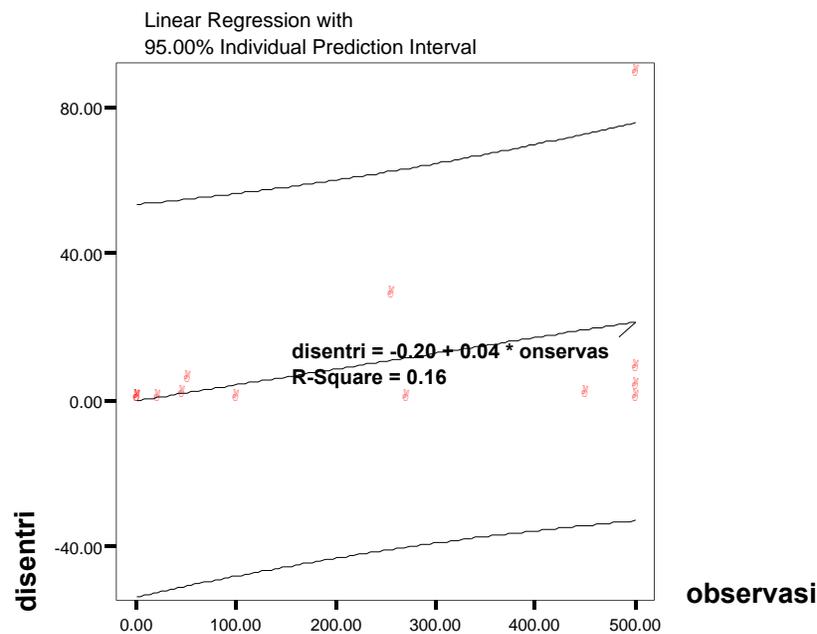
**Data sel yang diobservasi**

	DNSERVAS	DISENTRI	FRAGMENT	RING	VAR00001
1	100.00	.00	.00	.00	.
2	21.00	.00	.00	.00	.
3	50.00	5.00	4.00	.00	.
4	500.00	.00	.00	.00	.
5	45.00	1.00	2.00	.00	.
6	.00	.00	.00	.00	.
7	500.00	3.00	1.00	.00	.
8	500.00	89.00	138.00	6.00	.
9	270.00	.00	.00	.00	.
10	.00	.00	.00	.00	.
11	.00	.00	.00	.00	.
12	450.00	1.00	1.00	1.00	.
13	500.00	8.00	12.00	.00	.
14	255.00	28.00	46.00	.00	.
Total					
Mean	227.9286	9.6429	14.5714	.5000	
Median	177.5000	.5000	.5000	.0000	
Sum	3191.00	135.00	204.00	7.00	
Minimum	.00	.00	.00	.00	
Maximum	500.00	89.00	138.00	6.00	
Std. Deviation	219.80252	24.02437	37.57396	1.60528	
Variance	48313.148	577.170	1411.802	2.577	

a. Limited to first 14 cases.

Catatan : Sel metafase sedikit, preparat tidak dapat diamati

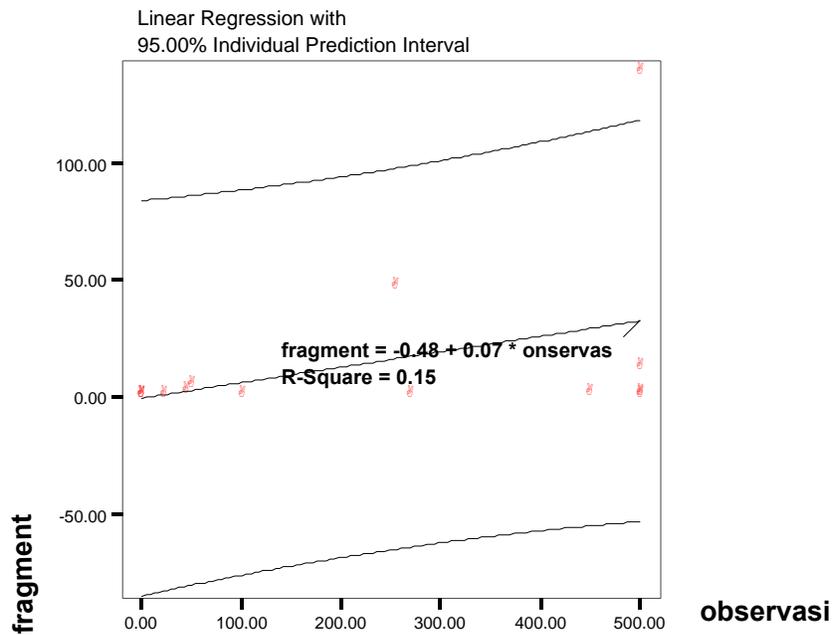
Kromosom bentuk disentrik merupakan jenis aberasi yang sangat spesifik disebabkan oleh radiasi pengion yang akan muncul dengan indek kerusakan akibat radiasi, yang tetap sekitar 60% dari seluruh aberasi kromosom yang diamati pada paparan Radiasi akut [10]. Dosis rendah 25 rad sudah dapat menimbulkan kelainan kromosom bentuk disentrik pada sel limfosit darah.



**Grafik 1 hubungan antara sel yang di observasi dengan sel disentrik**

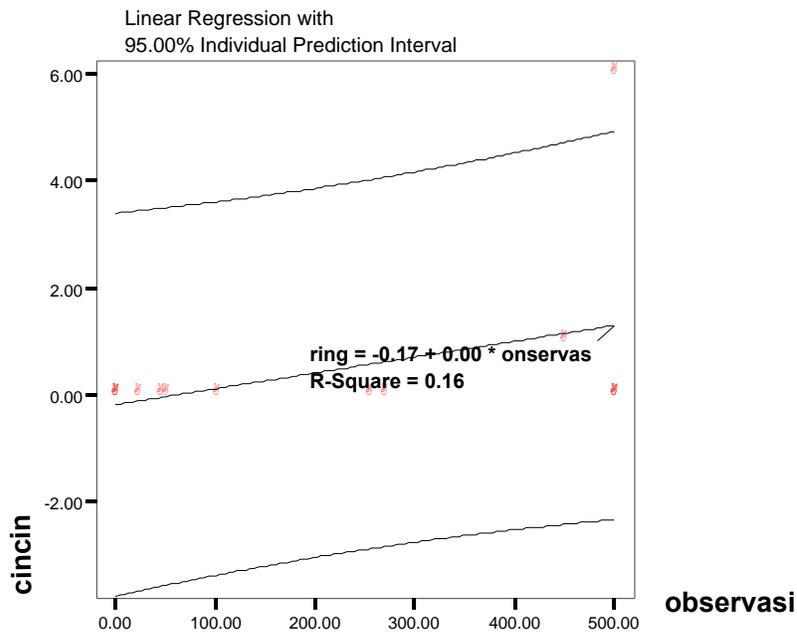
Pada Grafik 1 terlihat hubungan antara sel yang diobservasi dengan jumlah sel disentris per sel metaphase yang diamati, diperlihatkan pada persamaan garis  $Y = 0.04X + 0.20$ . yang berarti makin banyak sel yang diobservasi akan makin besar jumlah sel disentris yang ditemukan. Sehingga persamaan garis ini dapat digunakan sebagai prediksi pangamatan untuk sel disentrik

Jumlah fragmen dalam penelitian ini belum memuaskan, karena secara teoritik telah diketahui bahwa bila terdapat satu desentrik dalam satu sel metafase, maka akan disertai dengan satu fragmen asentrik ( satu pasangan potongan lengan kromosom yang telah kehilangan sentromernya) dan bila terdapat dua desentrik akan disertai dengan dua fragmen asentrik, hal ini mungkin di sebabkan karna tidak maksimal observasi sel yang kami lakukan[11]. Pada penelitian ini terlihat bahwa kenaikan jumlah disentrik dalam sel metafase tidak selalu disertai dengan kenaikan jumlah fragmen asentrik, sehingga pada beberapa dosis menunjukkan kenaikan, akan tetapi kenaikan fragmen asentrik ini tidak menunjukkan respon yang sesuai dengan kenaikan fungsi dosis radiasi, sehingga kelainan fragmen asentrik tidak digunakan sebagai parameter.



**Grafik 2 hubungan antara sel yang di observasi dengan sel fragment**

Pada Grafik 2 terlihat hubungan antara sel yang diamati dengan jumlah sel fragmen per sel metaphase yang diamati dengan persamaan garis  $Y = 0.07X + 0.43$  yang berarti sel yang diobservasi semakin besar akan mempunyai prediksi jumlah sel fragmen yang makin besar. Namun demikian fragmen tidak dapat dijadikan sebagai indikator kerusakan akibat radiasi sebab dapat pula diakibatkan oleh beberapa faktor lain seperti mutagen akibat bahan kimia atau ada kelainan genetik.



**Grafik 3 hubungan antara sel yang di observasi dengan sel cincin**

Jumlah kromosom bentuk ring per sel metafase seperti yang ditunjukkan dalam Tabel 1. Kromosom bentuk ring terdapat pada pasien No 2,3 dan 5 yang mendapat dosis penyinaran sebesar 4 dan 50 Gy tetapi tidak ditemukan pada pasien No 1 dan 4. Dari Grafik 3 terlihat hubungan antara sel yang diobservasi dengan jumlah sel bentuk cincin per sel metafase dengan persamaan garis  $Y = 0.00X + 0.17$ . Jika dibandingkan dengan disentrik kurang baik. Seperti dikemukakan oleh BAUCHINGER [12] bentuk cincin ini hanya berkisar 55 %, sedangkan frekuensi distribusi disentrik bisa lebih dari 95%.

**V. KESIMPULAN**

Dari hasil pengamatan pada kromosom pasien kanker serviks yang di lakukan radioterapi dirumah sakit Cipto Mangunkusumo ditemukan bentuk kromosom tidak stabil yaitu kromosom disentrik, fragmen dan cincin, tetapi tidak pada semua pasien yang di radioterapi ditemukan kromosom bentuk disentrik. Hal ini kemungkinan karena jumlah dan kondisi sel limfosit pasien yang tidak berhasil dibiakan. Semakin tinggi dosis yang diterima pasien kanker serviks maka jumlah disentrik semakin besar

**DAFTAR PUSTAKA**

1. INDRAWATI, I., LUSIYANTI, Y., dan LUBIS, M, Aberasi Kromosom Limfosit Dengan Sinar Gamma Co-60, Prosiding Presentasi Ilmiah. Keselamatan Radiasi dan Lingkungan, BATAN Jakarta . 1993.
2. UNSCEAR, Annex II ; Early Effects in man of High Doses of Radiation, IAEA, Austria, (1988), 92-93
3. AWA, A., A, Persisten Chromosomal Aberrations in Lymphocytes of A-Bom survivors, in Text book on Radioisotope Techniques in Biological Sciences IAEA – JAERI; 1990
4. IAEA ., Technical Reports Series NO 260, Biological : Chromosomal Aberration Analysis for Dose Assessment, IAEA, Viena, (1986), P.16-18.
5. MOORE, R.C. Alteration in Frequencies of Different Classes of Chromosome Aberrations Throughout. The First Cell Cycle Following X Irradiation . *Radiation Research* 81 (1980) 267-281.
6. NATARAJAN, A.T., BALAJEE, A.S., BOEL, J.J.W.A., CHATERJEE, S., et al Recent Developments in the Assessments of Chromosomal Damage. *Int.j.Radiat. Biol.*, Vol.66, No.5 (1994) 615-623.
7. HALL, E.J., Cell-Survival curves in Radiobiology for, the Radiologist. 3<sup>rd</sup>. J.B Lippincott Company, New York (1987), 18-38.
8. BUCKTON K.E AND EVANS H.J., Methods for The Analysis of Human Chromosome Aberration, WHO, Geneva, (1973) 18-21.
9. LLYOD, D.C., and R.J. PURROT, Chromosome Aberration Analysis In Radiological Protection Dosimetry, *Radiation Protection Dosimetry*, Nuclear Technology Publishing, Vol.1, No.1 (1981) 19-28.
10. WOLFF, S., Chromosome Aberrations, Sister Chromatid Exchanges, and The Lesions That Produce Them, in Sister Chromatid Exchanges, Interscience Publication John Wiley & Sons (1982) 42-44.
11. Wa'id , Kurva Respon Dosis Aberasi Kromosom Limfosit Manusia Yang Diinduksi Sinar -X 250 Kvp. Prosiding Presentasi Ilmiah Keselamatan Radiasi dan Lingkungan, Jakarta , 2-3 September 1998.
12. BAUCHINGER, M. Quantification of Low level Radiation exposure by Conventional chromosome Aberration Analysis. *Mutation Research* 339 (1995) 177-189.

**Tanya - Jawab**

**1. Penanya : Simon P. G. (PATIR – BATAN)**

**Pertanyaan :**

- Atas dasar apa aberasi kromosom dapat difungsikan/dimanfaatkan sebagai indikator untuk memperkirakan dosis serap radiasi pengion?

**Jawaban : Masnelly L. (PTKMR - BATAN)**

- Salah satunya sebagai biomarker (dosimeter biologi) akibat pajanan radiasi.

## SISTEM APLIKASI PERHITUNGAN PRODUKSI RADIOISOTOP MENGUNAKAN MICROSOFT ACCESS

Maskur  
PRR- BATAN

### ABSTRAK

**SISTEM APLIKASI PERHITUNGAN PRODUKSI RADIOISOTOP MENGGUNAKAN MICROSOFT ACCESS.** Radioisotop merupakan salah satu hasil iptek nuklir yang dapat meningkatkan taraf hidup manusia dan telah diaplikasikan dalam berbagai bidang: teknologi pertanian, pertambangan, industri, radiografi, hidrologi dan kedokteran. Teknologi produksi radioisotop telah banyak dikembangkan di PRR-BATAN Serpong. Dalam proses produksi radioisotop diperlukan berbagai perhitungan, sehingga perlu dibuat sebuah program aplikasi sistem perhitungan produksi radioisotop menggunakan perangkat lunak Microsoft Access XP. Program ini dibuat dalam bentuk menu pilihan meliputi perhitungan penentuan berat sasaran yang diiradiasi agar dihasilkan sejumlah radioaktivitas tertentu, perhitungan penentuan radioaktivitas yang dapat dihasilkan jika diiradiasi sejumlah sasaran tertentu, dan menu penentuan volume dispensing sesuai pemesanan konsumen. Program ini digunakan untuk perhitungan produksi radioisotop secara pembelahan inti (fisi) dan secara aktivasi neutron di reaktor nuklir. Sistem perhitungan ini sangat mudah aplikasinya dan mempunyai tingkat akurasi tinggi, sehingga dapat membantu dan memudahkan pekerjaan produksi radioisotop serta meningkatkan efisiensi kerja.

**Kata kunci :** *sistem perhitungan, produksi radioisotop, Microsoft access, radioaktivitas*

### ABSTRACT

**THE CALCULATION APPLICATION SYSTEM OF RADIOISOTOPE PRODUCE USING MICROSOFT ACCESS.** Radioisotope represent of result nuclear technology which can improve level of human life and the applied in so many sector: agriculture technology, mining, industrial, radiography, hidrology and medicine. Technological produce radioisotope have a lot of developed in PRR-BATAN Serpong. In course of production of radioisotope needed by various calculation, so that require to be made an application program of calculation produce radioisotope system use software of Microsoft Access XP. This program was made in the form of choice menus included the calculation of target weight will be irradiated in order to yielded a number of certain radioactivity, the calculation of radioactivity can be yielded if a number of certain target was irradiated, and the menu the determination of dispensing volume metch with the consumer order requirement. This program will be used for calculation radioisotope production in nuclear fission and neutron activation in the nuclear reactor. This Calculation system is application very easy and have high accuration level, so that can assist the working radioisotope production easily and also improve working efficiency.

**Keyword :** *calculation system, radioisotope produce, Microsoft Access, radioactivity*

## PENDAHULUAN

Teknologi nuklir telah banyak memberikan manfaat dan meningkatkan taraf hidup manusia, salah satu hasil iptek nuklir adalah radioisotop buatan. Dalam aplikasinya, radioisotop dapat dimanfaatkan dalam teknologi pertanian, pertambangan, industri, radiografi, hidrologi dan kedokteran. Untuk menunjang keperluan tersebut maka Badan Tenaga Nuklir Nasional (BATAN) khususnya unit Pusat Radioisotop dan Radiofarmaka (PRR)-BATAN dan PT BATAN Teknologi yang berlokasi di Serpong, Tangerang telah banyak memproduksi berbagai jenis radioisotop dan radiofarmaka untuk memenuhi kebutuhan pasar. Perkembangan IPTEK dari waktu ke waktu mendorong penemuan metode dan teknik baru untuk membuat bermacam radioisotop yang tidak ditemukan di alam (radioisotop alam) tetapi memang dibutuhkan dalam berbagai bidang kehidupan manusia.

Proses produksi radioisotop memerlukan berbagai perhitungan untuk menentukan jumlah sasaran yang harus diiradiasi sesuai kebutuhan, memprediksi jumlah aktivitas radioisotop yang akan dihasilkan dan juga menentukan volume dispensing untuk pemesanan konsumen dengan jumlah konsentrasi radioaktif pada tanggal kalibrasi tertentu. Untuk mempermudah perhitungan tersebut maka dibuat sistem perhitungan produksi radioisotop menggunakan perangkat lunak Microsoft Access. Program perhitungan menggunakan Microsoft Access mempunyai keunggulan lebih mudah baik dalam pembuatan program maupun aplikasinya.

## TEORI

Microsoft Access adalah sebuah program aplikasi untuk mengolah *datbase* (basis data ) model relasional karena terdiri lajur kolom dan baris. Selain itu Microsoft Access merupakan aplikasi program yang sangat mudah dan fleksibel dalam pembuatan dan perancangan sistem <sup>(1)</sup> Microsoft Access adalah suatu aplikasi yang dapat membantu membuat sebuah aplikasi database dalam waktu relatif singkat, misalnya program aplikasi untuk kasir <sup>(2)</sup>

Produksi radioisotop pada umumnya dapat dilakukan dengan 3 cara yaitu: Produksi radioisotop melalui cara aktivasi dengan neutron dalam fasilitas reaktor nuklir; Produksi radioisotop dari hasil pembelahan inti (fisi) uranium dalam fasilitas reaktor nuklir dan Produksi melalui cara aktivasi dengan partikel bermuatan dalam fasilitas akselerator

**Produksi radioisotop melalui cara aktivasi dengan neutron dalam fasilitas reaktor nuklir**

Pembuatan radioisotop melalui reaksi dengan neutron dilakukan dengan mengiradiasi (menyinari) bahan sasaran dengan neutron di reaktor nuklir, inti atom yang ditembak (disinari) dengan neutron akan berubah menjadi inti lain yang perbandingan neutron dan protonnya tidak seperti semula, sehingga inti tersebut tidak stabil dan bersifat radioaktif<sup>(3)</sup>. Sebagian besar reaksi aktivasi dengan neutron didalam reaktor nuklir menggunakan neutron thermal sebagai partikel penembak bahan sasaran. Reaksi dengan neutron cepat lebih kecil kebolehjadiannya, namun tidak berarti tidak dapat dilakukan. Aktivasi dengan neutron lambat menghasilkan radioisotop produk tidak bebas pengemban, yaitu radioisotop yang merupakan isotop sejenis dengan isotop bahan unsur sasaran. Sedangkan aktivasi dengan neutron cepat menghasilkan radioisotop yang bebas pengemban, yaitu radioisotop yang tidak sejenis dengan isotop unsur bahan sasaran. Karena itu pembuatan radioisotop melalui aktivasi dengan neutron cepat memerlukan proses pemisahan pasca iradiasi untuk memisahkan produk dari bahan sasaran. <sup>(4)</sup>Akibat iradiasi neutron pada bahan sasaran maka sebagian atom sasaran menjadi radioaktif, tetapi karena pada saat yang sama radionuklida yang terbentuk meluruh maka laju bersih pembentukan radionuklida merupakan selisih antara laju produksi total dan laju peluruhannya <sup>(5)</sup>.

$$A_{(a)} = \frac{a \cdot m \cdot \epsilon \cdot \Phi \cdot \sigma \cdot N_a}{BA} \left[ 1 - e^{-\lambda \cdot T_i} \right] e^{-\lambda \cdot T_d} \quad (5) \dots\dots\dots(1)$$

Dimana :

A<sub>(a)</sub> =Aktivitas radioisotop yang dihasilkan secara aktivasi neutron; a=abundance (kelimpahan isotop); m = berat sasaran (gr); ε=efisiensi proses; Φ = fluks neutron (neutron cm<sup>-2</sup> det<sup>-1</sup>); σ = tampang lintang atom (cm<sup>2</sup> dimana 1barn=10<sup>-24</sup>cm<sup>2</sup>); N<sub>a</sub>= Bilangan Avogadro (jumlah atom per mol); λ= tetapan radionuklida yang terbentuk; T<sub>i</sub>=waktu iradiasi; T<sub>d</sub>=waktu peluruhan pasca iradiasi; BA= berat atom sasaran

**Produksi radioisotop dari hasil pembelahan inti (fisi) uranium dalam fasilitas reaktor nuklir**

Dalam produksi radioisotop melalui hasil belah, sebagai bahan sasaran umumnya digunakan uranium yang diperkaya U-235. Jika U-235 disinari dengan neutron maka akan membelah menjadi berbagai jenis radioisotop dengan massa yang lebih kecil <sup>(3)</sup>. Dengan terjadinya reaksi pembelahan inti atom U-235, maka mudah dipahami bahwa reaksi fisi

selalu menghasilkan secara serentak berbagai macam radioisotop baru yang bebas pengemban<sup>(4)</sup>. Radioisotop yang dihasilkan dari reaksi inti ini berjumlah sekitar 360 yang waktu paruhnya bervariasi mulai orde detik sampai puluhan ribu tahun. Untuk mendapatkan salah satu jenis radioisotop yang diinginkan harus dapat memisahkannya dari 360 jenis radioisotop yang dihasilkan<sup>(3)</sup>

Pada proses produksi radioisotop dengan reaksi pembelahan inti (fission reaction) dihasilkan multi unsur radionuklida. Untuk menghitung radioaktivitas sebuah radionuklida yang terbentuk dari fisi harus diperhitungkan tingkat kebolehdjian terbentuknya suatu radionuklida pada setiap terjadinya reaksi pembelahan inti yang lebih dikenal dengan yield “Y” Sehingga persamaan di atas menjadi:

$$A_{(f)} = \frac{a \cdot Y \cdot m \cdot \epsilon \cdot \Phi \cdot \sigma \cdot N_A}{BA} \left( 1 - e^{-\lambda \cdot T_i} \right) e^{-\lambda \cdot t_d} \quad (5) \dots\dots\dots(2)$$

Dimana :

A<sub>(f)</sub> =Aktivitas radioisotop yang dihasilkan secara fisi; a=abundance (kelimpahan isotop); Y= yield (kebolehdjian terbentuknya radionuklida akibat reaksi fisi); m = berat sasaran (gr); ε = efisiensi proses; Φ = fluks neutron (neutrom cm<sup>-2</sup> det<sup>-1</sup>); σ = tampang lintang atom (cm<sup>2</sup> dimana 1barn=10<sup>-24</sup>cm<sup>2</sup>); N<sub>a</sub>= Bilangan Avogadro (jumlah atom per mol); λ= tetapan radionuklida yang terbentuk; T<sub>i</sub>=waktu iradiasi; T<sub>d</sub>=waktu peluruhan pasca iradiasi; BA= berat atom sasaran

Aktivitas dari setiap bahan radioaktif meluruh secara eksponensial mengikuti persamaan peluruhan sebagai berikut

$$A = A_0 \cdot e^{-\lambda \cdot t} = A_0 \cdot e^{-(0.693 / t_{1/2}) \cdot t} \quad (5) \dots\dots\dots(3)$$

**Produksi melalui cara aktivasi dengan partikel bermuatan dalam fasilitas akselerator.**

Dalam proses produksi radioisotop melalui reaksi aktivasi dengan partikel bermuatan dapat dilakukan di dalam akselerator dengan menembak (menyinari) bahan sasaran dengan partikel bermuatan berupa proton, deuteron, helium-3 atau helium-4 (alfa) yang dihasilkan dari akselerator sehingga dihasilkan radioisotop<sup>(3)</sup> Berbeda dengan proses dalam reaktor nuklir yang menggunakan partikel neutron, di dalam akselerator digunakan partikel bermuatan untuk mengaktivasi inti sasaran. Partikel bermuatan yang paling banyak digunakan untuk produksi radioisotop adalah proton, tetapi dapat juga digunakan partikel deuteron, partikel alfa, maupun ion-ion yang lebih berat. Mekanisme reaksi inti

pada penembakan inti atom sasaran dengan berkas proton adalah inti atom sasaran menangkap proton yang telah dipercepat sampai pada tingkat energi tertentu yang cukup besar untuk melepas sejumlah neutron dari inti atom sasaran. Akibatnya terjadi perubahan struktur komposisi proton – neutron di dalam inti atom sasaran. Perubahan tersebut menghasilkan inti atom baru yang tidak sejenis dengan inti atom mula – mula, dengan demikian dihasilkan radioisotop bebas pengemban<sup>(4)</sup>

## **BAHAN DAN TATA KERJA**

### **Bahan Peralatan**

Seperangkat komputer yang didalamnya terdapat perangkat lunak Microsoft Access

### **Tata Kerja**

#### Merancang Sistem Perhitungan

Sebelum membuat program, terlebih dahulu dirancang dan ditentukan rumus yang akan digunakan dalam sistem perhitungan. Dirancang sistem menu dan bentuk form sesuai kebutuhan dengan berpedoman agar program yang dibuat menarik tampilannya, mudah aplikasinya dan akurat hasil perhitungannya

#### Menulis Program

Penulisan program mengacu pada Nana Suarna<sup>(1)</sup>. Sistem perhitungan Produksi Radioisotop menggunakan perangkat lunak Microsoft Access ini dibagi dalam beberapa tahap, yaitu membuat tabel, *form*, *report*, *macro*, dan *start up*.

#### Membuat **Tabel**

Dinyalakan komputer dan monitor, tunggu beberapa saat sampai muncul tampilan logo windows. Klik tombol *Start*, *All Programs*, *Microsoft Access*. Klik *Blank database*, pada kotak *Save in* pilih folder tempat penyimpanan, tulis nama file (PRI) pada kotak *file name*, klik tombol *create*. Klik menu *Tabel*, klik *New*, klik *Design view*, klik tombol *OK*. Diulis seluruh nama *field* sesuai rumus yang akan digunakan dalam sistem perhitungan, tentukan tipe data, deskripsi dan panjang field tersebut. Kemudian tutup tabel tersebut dengan menekan tombol close (tanda X), simpan tabel tersebut dengan mengisi nama tabel.

### Membuat *Form*

Dibuka file database yang bernama PRI, di klik menu *Form, New, Autoform columnar*, pilih dan klik nama tabel yang akan dibuat form dan klik tombol OK. Untuk membuat judul dan merubah desain rancangan, klik menu *View, Desain View*. Rancangan Form dapat diperbesar atau diperkecil dengan menarik ke kiri, kanan, atas atau ke bawah sesuai kebutuhan. Apabila rancangan desain selesai, ditekan tombol close (tanda silang pada pojok kanan atas).

### Membuat *Report (laporan)*

Dibuka file database PRI, di klik menu *Object, Report, New, Auto report Columnar*, klik tanda panah ke bawah, pilih dan klik nama file table yang akan dibuat laporannya dan klik OK. Untuk membuat judul dan merubah desain rancangan, klik menu *View, Desain View*. Untuk menulis judul, klik tombol label (Aa), klik mouse dibawah Report Header dan ketik nama judul. Untuk menyisipkan logo, foto atau gambar klik menu *Insert, Picture, folder* dan klik gambar yang diinginkan kemudian klik tombol *OK*.

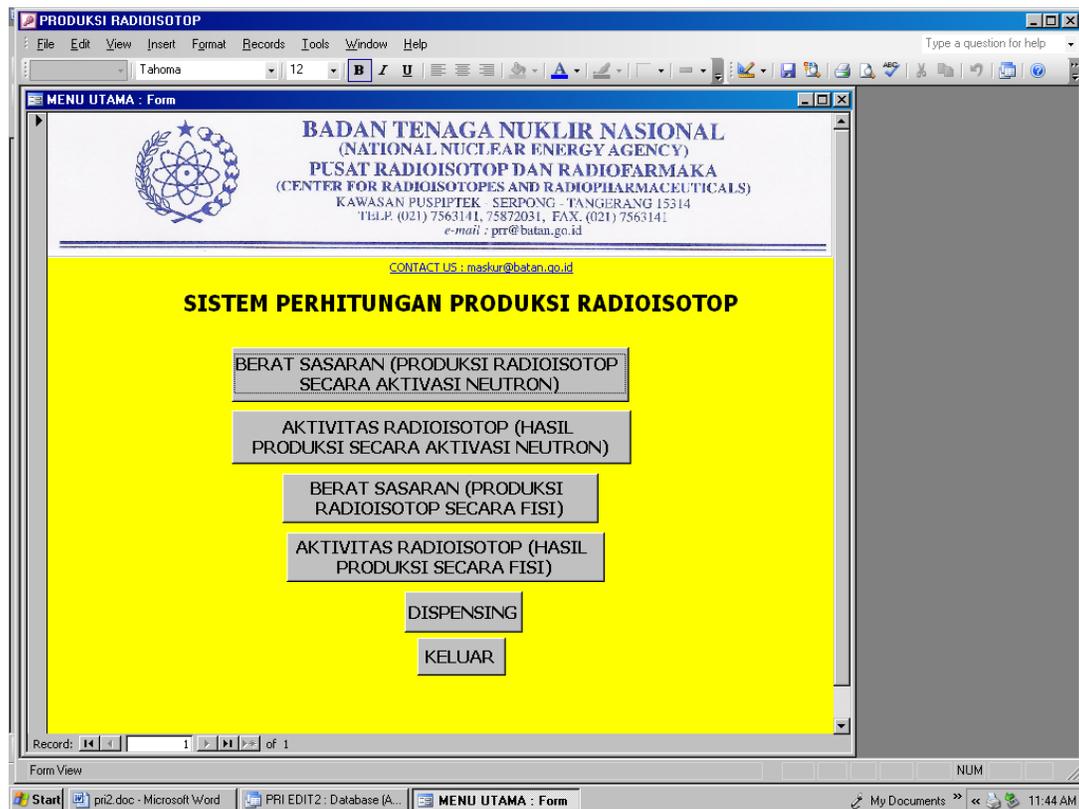
### Membuat *Macro*

File database PRI dibuka, klik *Macros, New, Macro name*. Pada kolom Macro Name diketik nama form menu pilihan sistem perhitungan, yaitu: Berat sasaran (produksi radioisotop secara aktivasi neutron); Aktivitas Radioisotop (hasil produksi secara aktivasi neutron); Berat sasaran (produksi radioisotop secara fisi); Aktivitas Radioisotop (hasil produksi secara fisi); Dispensing ; Keluar. Pada kolom *Action* diisi dengan *Open form*, kecuali untuk menu keluar diisi *Quit*. Untuk menutup dialog diklik tombol close.

### Membuat perintah *Start Up*

File database PRI dibuka, klik **Forms**, Menu Utama, Menu *Design, Tools, Start Up*. Pada bagian *aplication title* ketik PRI, pada bagian *Display Form/Page* klik tanda panah bawah dan pilih Menu Utama. Semua tanda ceklis dikosongkan dengan cara klik tanda ceklis tersebut.klik OK. Untuk melihat hasil program keseluruhan, tutup semua file database kemudian buka kembali file database PRI.

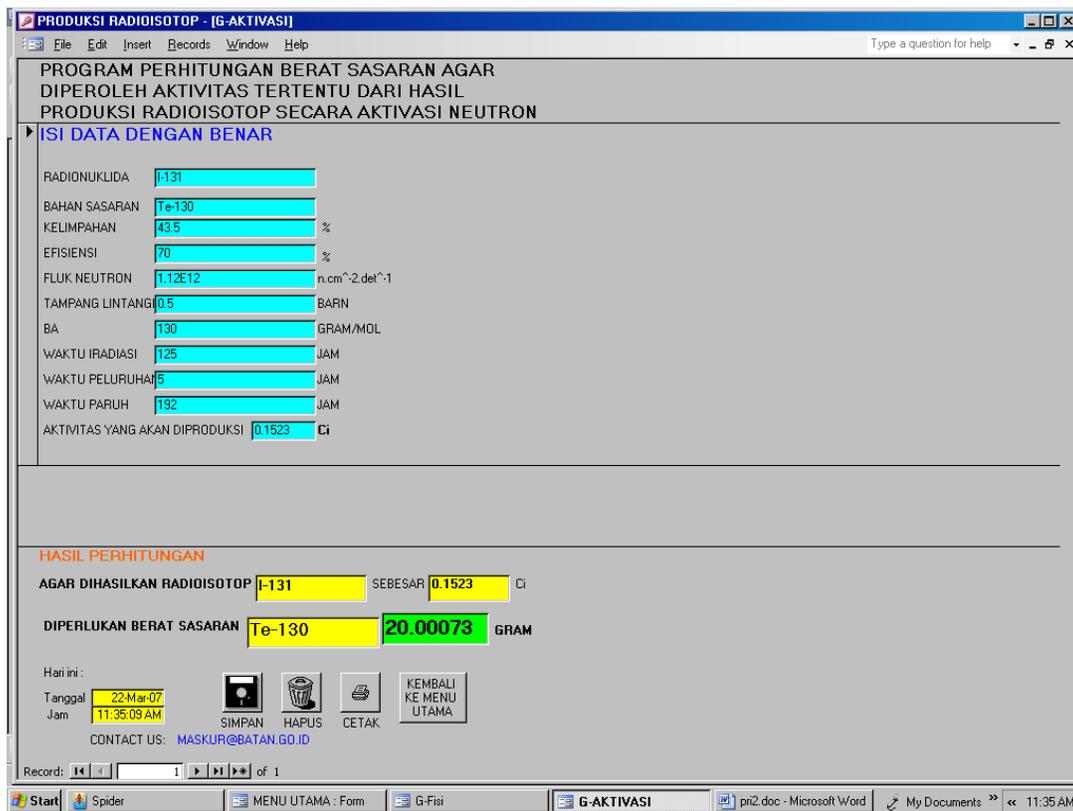
## HASIL DAN PEMBAHASAN



Gambar 1. Menu Utama

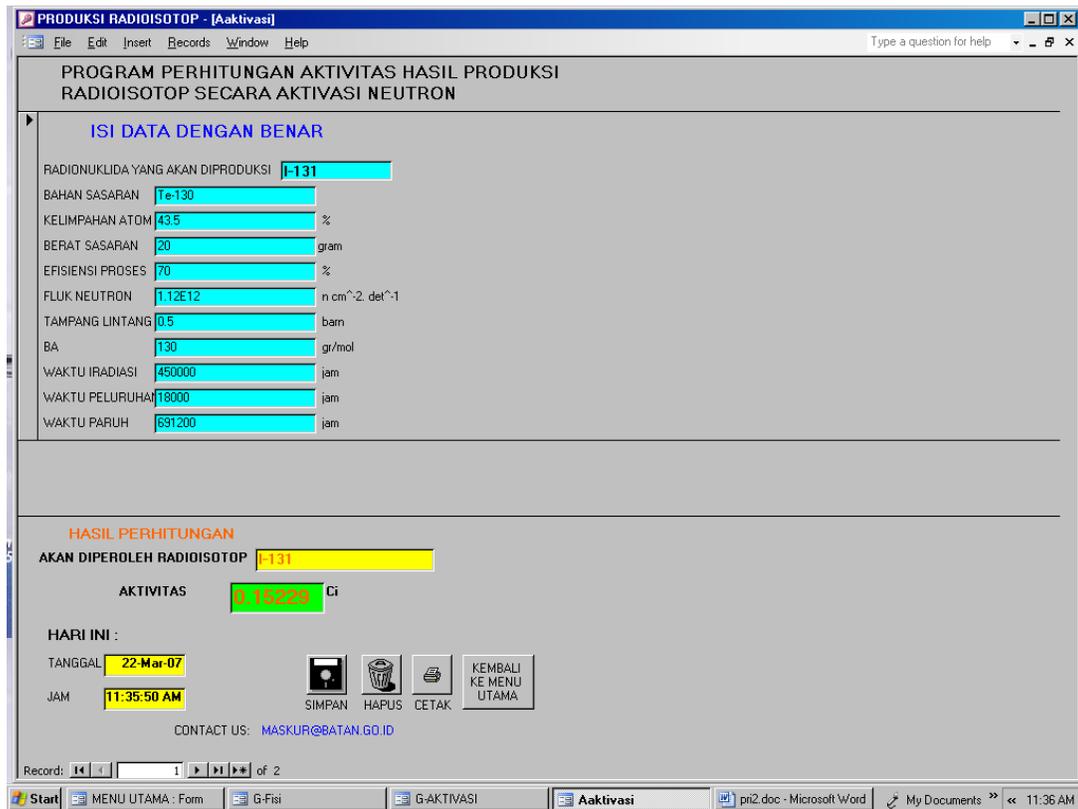
Program sistem perhitungan produksi radioisotop telah berhasil dibuat menggunakan perangkat lunak Microsoft Acces. Gambar 1 menunjukkan Sistem perhitungan ini dibuat dalam bentuk menu enam pilihan meliputi penentuan berat sasaran untuk produksi radioisotop secara aktivasi neutron, penentuan aktivitas radioisotop hasil produksi secara aktivasi neutron, penentuan berat sasaran untuk produksi radioisotop secara aktivasi fisi, penentuan aktivitas radioisotop hasil produksi secara fisi, dispensing dan menu keluar dari program.

Sistem perhitungan ini sangat mudah pengoperasiannya, yaitu dengan mengklik salah satu menu sesuai kebutuhan. Jika diklik menu " Berat sasaran (Produksi radioisotop secara aktivasi neutron), maka akan keluar tampilan seperti berikut:



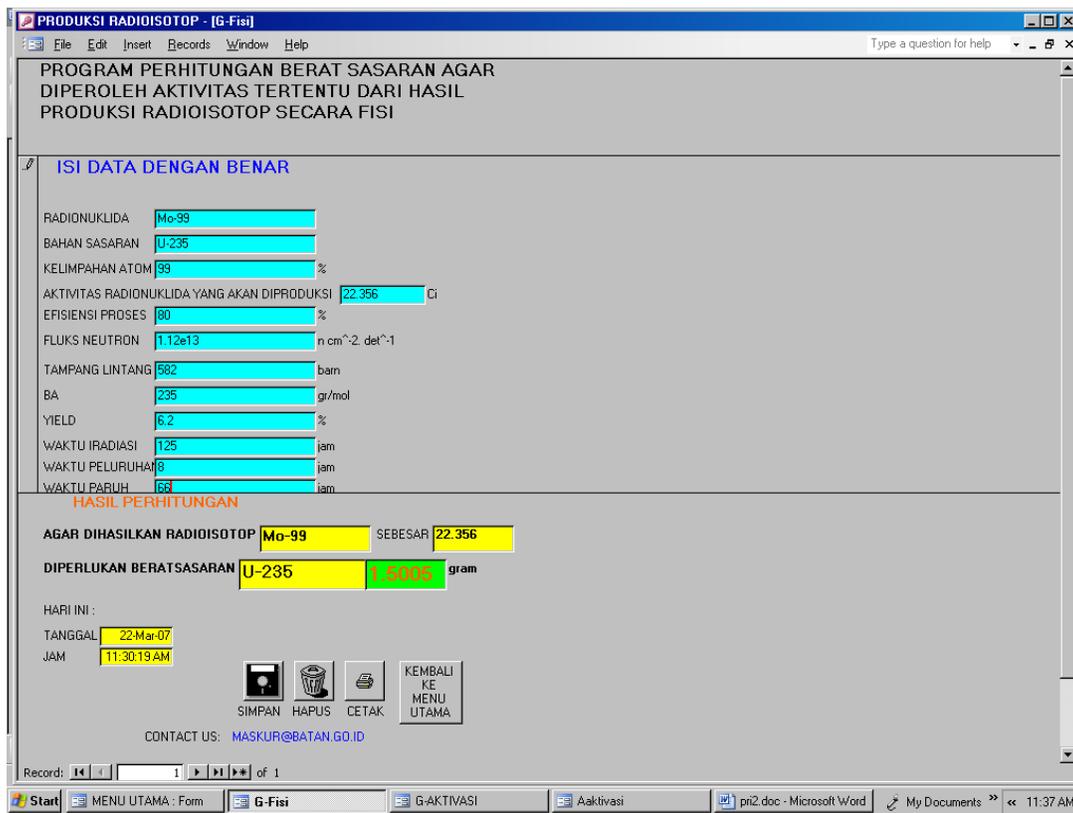
Gambar2. Menu Berat Sasaran (produksi radioisotop secara aktivasi neutron)

Gambar 2 di atas merupakan salah satu contoh perhitungan berat sasaran agar diperoleh hasil produksi radioisotop secara aktivasi neutron dengan jumlah aktivitas tertentu. Jika data – data nama radionuklida, bahan sasaran, kelimpahan atom, efisiensi proses, fluks neutron, tampang lintang, berat atom, yield, waktu iradiasi, waktu peluruhan,waktu paruh dan aktivitas yang akan diproduksi sudah diisi dengan benar kemudian di enter, maka akan keluar hasil perhitungan. Sebagai contoh, pada gambar 2 di atas untuk menghasilkan radionuklida I-131 sebanyak 0.1523 Ci, maka berat sasaran Te-130 alam yang harus diiradiasi adalah sebesar 20,00073 gr. Jika ingin melakukan perhitungan yang lain, klik tombol ”Kembali ke menu utama”. Dari menu utama, dapat ditentukan aktivitas radioisotop produksi secara aktivasi neutron yang dapat dihasilkan (untuk berat sasaran tertentu yang diiradiasi ) dengan cara klik tombol ”Aktivitas radioisotop (hasil produksi secara aktivasi neutron)”, maka akan keluar tampilan seperti berikut:



Gambar 3. Hasil perhitungan Aktivitas (produksi radioisotop secara aktivasi neutron)

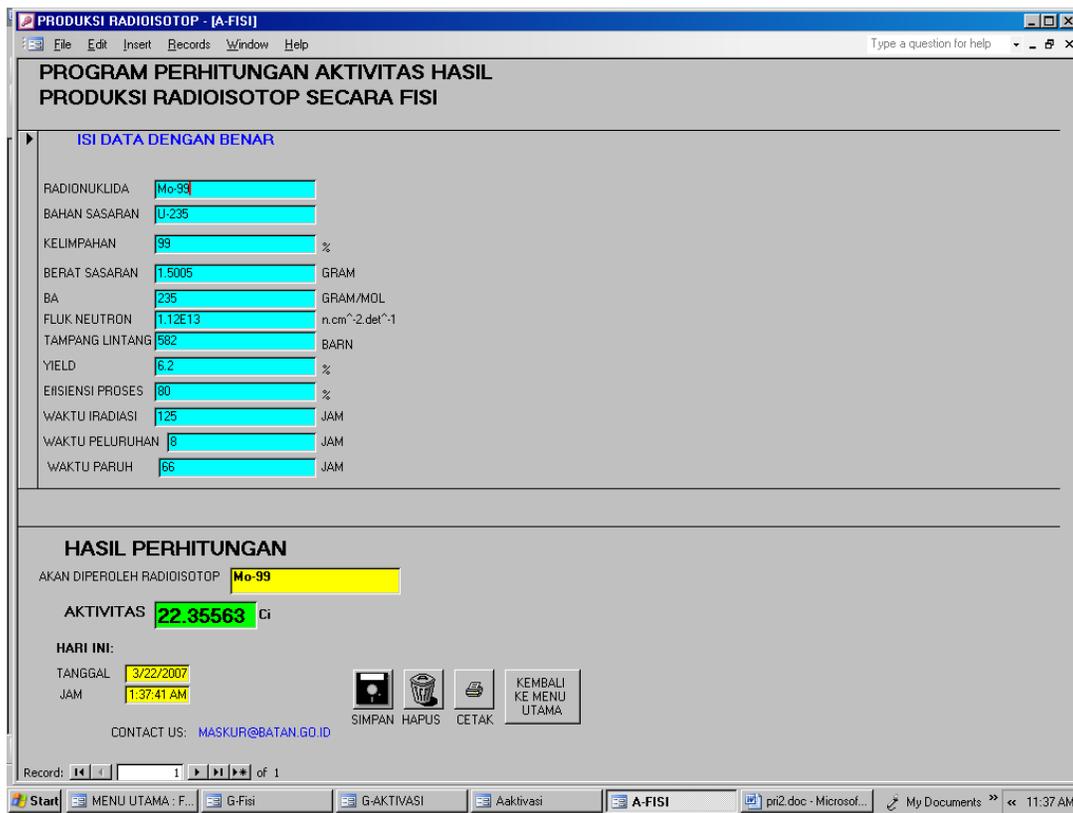
Gambar 3 di atas merupakan salah satu contoh perhitungan aktivitas yang dapat dihasilkan produksi radioisotop secara aktivasi neutron dengan jumlah berat sasaran tertentu. Jika data – data nama radionuklida, bahan sasaran, kelimpahan atom, berat sasaran, efisiensi proses, fluks neutron, tampang lintang, berat atom, waktu iradiasi, waktu peluruhan dan waktu paruh sudah diisi dengan benar kemudian di enter, maka akan keluar hasil perhitungan. Sebagai contoh, pada gambar 3 di atas dengan berat sasaran Te-130 alam sebesar 20 gr dapat dihasilkan radionuklida I-131 sebanyak 0.15229 Ci. Jika ingin melakukan perhitungan yang lain, klik tombol ”Kembali ke menu utama”. Dari menu utama, dapat ditentukan berat sasaran yang harus diiradiasi agar dihasilkan radioisotop dengan jumlah aktivitas tertentu dengan cara klik tombol ”Berat sasaran radioisotop (hasil produksi secara fisi)”, maka akan keluar tampilan seperti berikut:



Gambar 4. Menu Berat sasaran (Produksi radioisotop secara fisi)

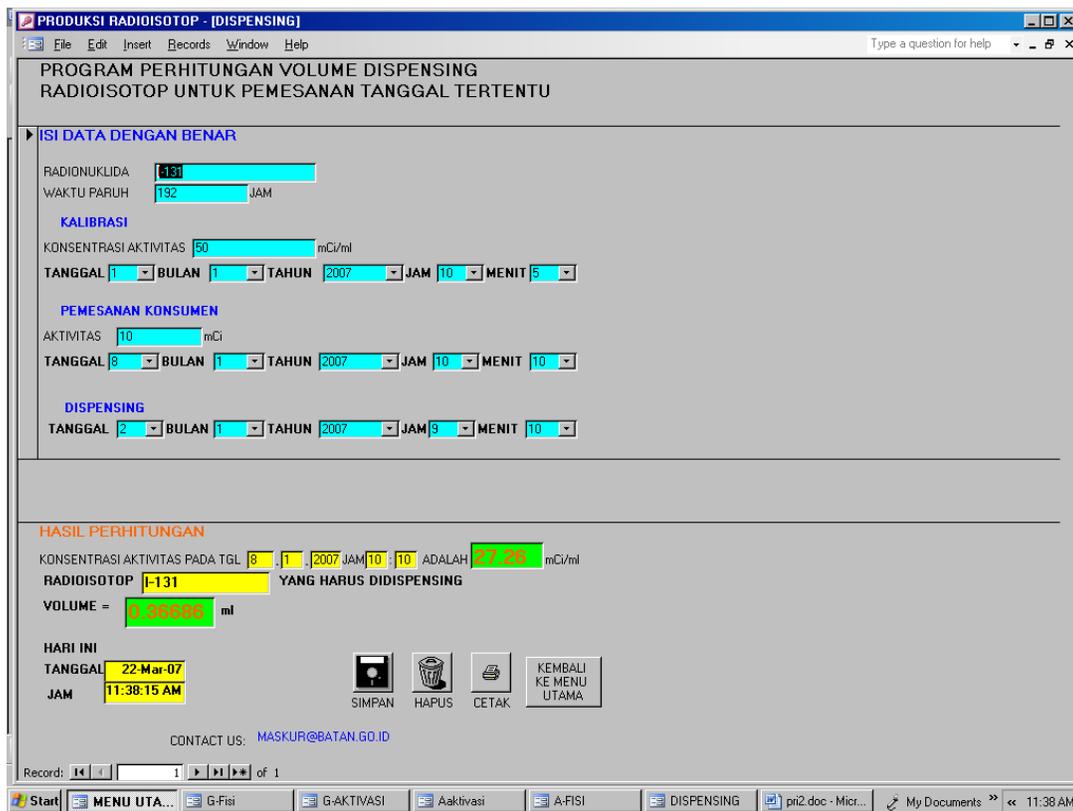
Gambar 4 di atas merupakan salah satu contoh perhitungan berat sasaran agar diperoleh hasil produksi radioisotop secara fisi dengan jumlah aktivitas tertentu. Jika data – data nama radionuklida, bahan sasaran, kelimpahan atom, efisiensi proses, fluks neutron, tampang lintang, berat atom, yield, waktu iradiasi, waktu peluruhan, waktu paruh, dan aktivitas yang akan diproduksi sudah diisi dengan benar kemudian di enter, maka akan keluar hasil perhitungan. Sebagai contoh, pada gambar 4 di atas untuk menghasilkan radionuklida Mo-99 sebanyak 22.356 Ci berat sasaran U-235 diperkaya 99% yang harus diiradiasi adalah sebesar 1,5005 gr.

Jika ingin melakukan perhitungan yang lain, klik tombol ”Kembali ke menu utama”. Dari menu utama, dapat ditentukan aktivitas radioisotop produksi secara fisi yang dapat dihasilkan ( untuk berat sasaran tertentu yang diiradiasi ) dengan cara klik tombol ”Aktivitas radioisotop (hasil produksi secara fisi)”, maka akan keluar tampilan seperti berikut:



Gambar 5. Menu Aktivitas (Produksi radioisotop secara fisi)

Gambar 5 di atas merupakan salah satu contoh perhitungan aktivitas yang dapat dihasilkan produksi radioisotop secara fisi dengan jumlah berat sasaran tertentu. Jika data – data nama radionuklida, bahan sasaran, kelimpahan atom, berat sasaran, efisiensi proses, fluks neutron, tampang lintang, berat atom, yield, waktu iradiasi dan waktu paruh sudah diisi dengan benar kemudian di enter, maka akan keluar hasil perhitungan. Sebagai contoh, pada gambar 5 di atas dengan berat sasaran U-235 diperkaya 99% sebesar 1,5005 gr dapat dihasilkan radionuklida Mo-99 sebanyak 22.356 Ci. Jika ingin melakukan perhitungan yang lain, klik tombol ”Kembali ke menu utama”. Dari menu utama, dapat ditentukan volume dispensing dengan cara klik tombol ”Dispensing”, maka akan keluar tampilan seperti berikut:



Gambar 6. Menu Dispensing

Gambar 6 di atas merupakan salah satu contoh perhitungan dispensing radioisotop hasil produksi apabila ada pemesanan konsumen untuk jumlah aktivitas dan tanggal kalibrasi tertentu. Jika data – data nama radionuklida, waktu paruh, konsentrasi aktivitas, aktivitas pemesanan, data kalibrasi tanggal, bulan, tahun, jam dan menit sudah diisi dengan benar kemudian di enter, maka akan keluar hasil perhitungan. Sebagai contoh, pada gambar 6 di atas, konsentrasi aktivitas radioisotop pada tanggal 8-01-2007 jam 10:10 adalah 27.76 mCi/ml maka untuk pemesanan radioisotop 10 mCi tanggal kalibrasi 8-01-2007 jam 10:10 volume radioisotop I-131 yang harus didispensing adalah sebesar 0.36686 ml.

Apabila seluruh perhitungan telah selesai dilakukan, klik tombol ” Kembali ke menu utama”, kemudian klik tombol ”Keluar”, maka seluruh sistem perhitungan akan berakhir.

Dalam pembuatan sistem perhitungan produksi radioisotop menggunakan Microsoft Access ini, hal mendasar yang perlu diperhatikan adalah pada saat pendisainan **Tabel**, terutama tentang tipe dan ukuran datanya. Hal ini berpengaruh pada tahap proses

selanjutnya, yaitu pembuatan **Form**, apabila disain tabel salah maka hasil Form tidak seperti yang diharapkan. Form adalah formulir penginputan data, sehingga harus dirancang sedemikian rupa agar tampilannya menarik, informatif, mudah diperbaiki dan dapat menampilkan data dari record pertama sampai terakhir. Pembuatan **Report** bertujuan untuk membuat laporan dari data-data input yang ada tetapi didisain sesuai kebutuhan, yaitu dipilih data field apa saja yang diperlukan untuk dibuat laporannya. Untuk mengkoordinasikan sistem perhitungan ini agar dapat dibuat dalam bentuk menu pilihan, maka harus dibuat sistem Macronya. Tahap terakhir, sistem perhitungan ini didisain menggunakan **Start Up** agar menu dan toolbar yang ada di layar hilang, hal ini untuk menghindari program kita di edit oleh orang lain. Hal penting yang perlu diperhatikan, sebelum menggunakan perintah Start Up sebaiknya dibuat file salinan untuk digunakan sebagai master, sebab ketika start up diaktifkan maka program tidak dapat di edit lagi.

Sistem perhitungan ini dapat diaplikasikan untuk semua jenis radionuklida, bukan hanya I-131 dan Mo-99 seperti contoh di atas. Sehingga sistem perhitungan ini akan sangat membantu memudahkan pekerjaan produksi radioisotop, sehingga dapat meningkatkan efisiensi kerja.

## **KESIMPULAN**

Sistem Perhitungan produksi radioisotop yang telah berhasil dibuat merupakan program aplikasi menggunakan perangkat lunak Microsoft Access yang didisain dalam bentuk menu pilihan untuk menghitung berat sasaran, aktivitas maupun dispensing untuk produksi radioisotop secara fisi maupun aktivasi neutron. Sistem perhitungan ini dapat diaplikasikan untuk semua jenis radionuklida dan sangat mudah aplikasi pengoperasiannya, sehingga membantu memudahkan pekerjaan produksi radioisotop dan meningkatkan efisiensi kerja.

## **DAFTAR PUSTAKA**

1. Nana Suarna, ST, " Pedoman Panduan Praktikum Microsoft Access 2002 ", CV Yrama Widya Bandung, 2005
2. <http://www/ikc.cbn.net.id/umum/agus-access>.
3. Ibon Suparman,Dr, "Produksi Radioisotop dan keselamatan Radisi", Diklat Proteksi Radiasi PUSDIKLAT – BATAN, Jakarta, 2002

4. Sunarhadiyoso S, Drs. MSc. APU, ” Produksi Radioisotop” , Diklat Proteksi Radiasi PUSDIKLAT – BATAN, Jakarta, 2004
5. Darsono, ”Analisis Pengaktifan Neutron Cepat”, diktat kuliah STTN – BATAN Yogyakarta, 2003

### **Tanya - Jawab**

**1. Penanya : Simon P. G. (PATIR – BATAN)**

**Pertanyaan :**

- Sistem perhitungan hal seperti ini umumnya merupakan suatu program. Apakah anda yang membuat atau hanya pengguna program yang sudah ada? Apakah program ini boleh dicopy ?

**Jawaban : Maskur (PRR - BATAN)**

- Memang benar ini adalah sebuah program yang dibuat sendiri. Silahkan jika anda ingin mengkopi dan jika anda perlu program perhitungan yang lain, kita bisa bekerjasama.

**2. Penanya : Sri Sardini (PTKMR – BATAN)**

**Pertanyaan :**

- Untuk mendapatkan radioaktivitas yang diinginkan, bisa ditentukan volume dispensing, dalam pengambilan volume dispensing, berapa desimal volume ini bisa diatur?

**Jawaban : Maskur (PRR - BATAN)**

- Volume dispensing dalam program ini didesain 5 digit dalam satuan ml. Jika perlu digit yang lebih banyak, bisa didesain ulang.

## RESPON DETEKTOR *BONNER MULTISPHERES* TERHADAP NEUTRON CEPAT DARI SUMBER $^{252}\text{Cf}$

Nurman R dan Bambang Supriyanto  
PTKMR - BATAN

### ABSTRAK

RESPON DETEKTOR *BONNER MULTISPHERES* TERHADAP NEUTRON CEPAT  $^{252}\text{Cf}$ . Makalah ini menguraikan respon detektor *BONNER MULTISPHERES* terhadap sumber radiasi neutron cepat dari sumber  $^{252}\text{Cf}$  yang dilakukan di laboratorium kalibrasi PTKMR-BATAN. Dalam eksperimen ini digunakan detektor  $^6\text{Li}(\text{Eu})$  yang diselubungi dengan moderator polietilin berbentuk bola dengan diameter yang bervariasi mulai dari 2 s/d 12 inci. Penentuan faktor koreksi hamburan dilakukan dengan teknik semi-empirik pada jarak sumber radiasi ke detektor yang bervariasi mulai dari 40 cm s/d 140 cm. Hasil yang diperoleh menunjukkan bahwa perbandingan respon detektor dengan diameter 8 inci terhadap 3 inci adalah 3,28 sedangkan perbandingan *slope* yang menunjukkan hamburan antara detektor dengan diameter 3 inci dengan 8 inci adalah 3,4

Kata kunci : *Bonner Multispheres*, neutron cepat  $^{252}\text{Cf}$ , respon detektor, teknik semi empirik, detektor  $^6\text{Li}(\text{Eu})$  dan hamburan neutron

### ABSTRACT

RESPONSE OF THE BONNER MULTISPHERES DETECTOR FOR  $^{252}\text{Cf}$  FAST NEUTRON. This paper describes the respon of Bonner Multispheres detectors for  $^{252}\text{Cf}$  fast neutron at Calibration Laboratory, PTKMR-BATAN. The detectors used in this experiment was  $^6\text{Li}(\text{Eu})$  covered with a set of 5 spheres ranging from 2 to 12 inches in diameter. Correction for neutron scattering has been done using semi-empirical technique. The response of the detectors has been done as function of the source to the detector distance from 40 cm up to 140 cm. The result obtained shows that the ratio of response of the 8- and 3-in. detectors was 3.28 and the ratio of the slopes of the lines for the 3- and the 8- in. spheres was 3.4

Key words : Bonner Multispheres,  $^{252}\text{Cf}$  fast neutron, detector response, semi-empirical technique,  $^6\text{Li}(\text{Eu})$  detector and scattered neutron

---

### PENDAHULUAN

Ketika sebuah alat ukur radiasi neutron dikalibrasi menggunakan sumber neutron titik di dalam suatu ruang kalibrasi, alat ukur tersebut memberikan respon pada neutron yang dihamburkan oleh udara, dinding ruang kalibrasi dan penyangga sumber sebagaimana halnya dengan respon terhadap sumber neutron itu sendiri. Faktor kalibrasi alat ukur radiasi diperoleh dengan cara membagi dosis ekivalen sumber radiasi neutron di

dalam vacuum dengan respon terukur oleh alat ukur radiasi yang dikoreksi dengan hamburan oleh udara dan dinding ruang. Dengan cara ini maka akan diperoleh faktor kalibrasi yang bersifat unik artinya faktor kalibrasi tersebut hanya bergantung pada spektrum sumber radiasi dan fungsi respon detektor dan bukan pada karakteristik ruang atau jarak detektor ke sumber radiasi.<sup>[1]</sup>

Koreksi hamburan oleh penyangga sumber besarnya sekitar 1 % sedangkan untuk udara bertambah secara linier yang besarnya sekitar 3,9 % dan 1,3 % per meter masing-masing untuk bola dengan diameter 3 inchi dan 9 inchi untuk sumber  $^{252}\text{Cf}$ .<sup>[2]</sup>

Neutron yang dihamburkan oleh dinding ruang kalibrasi merupakan faktor yang terbesar dalam memberikan kontribusi hamburan pada detektor. Glasgow menunjukkan hasil eksperimen bahwa jarak terdekat dari detektor neutron ke dinding harus dua kali lebih besar daripada jarak detektor ke sumber radiasi untuk membatasi koreksi hamburan sampai lebih kecil dari 10 %, untuk neutron dengan energi rata rata 3 s/ 5 MeV<sup>[3]</sup>

Eisenhour dkk. melaporkan juga pengukuran hamburan di ruang kalibrasi dengan ukuran dan karakteristik ruang yang berbeda. Pengukuran di ruang kalibrasi NBS ( 11,7 m x 11 m x 4,6 m ) dan NRL ( 7,1 m x 4,6 m x 3,5 m ) menggunakan *rem meter* dengan moderator bola berdiameter 9 inchi mendapatkan hamburan masing-masing sebesar 6 % dan 20 %. Hasil pengukuran ini menunjukkan bahwa di dalam ruang yang lebih kecil, hamburan akan semakin besar<sup>[4]</sup>.

Ruang kalibrasi PTKMR BATAN terbuat dari beton berukuran panjang 11 m x lebar 5,4 m x tinggi 3,5 m. Mengacu pada eksperimen tersebut di atas dapat dipastikan bahwa ruangan ini akan menimbulkan hamburan neutron yang cukup besar. Dengan demikian apabila mengabaikan faktor hamburan neutron akan menyebabkan kalibrasi alat ukur radiasi untuk neutron cepat akan mendapatkan kesalahan yang signifikan.

Untuk menentukan hamburan oleh dinding ruang kalibrasi, salah satu metoda yang digunakan adalah dengan menempatkan kerucut terpancung (*shadow cone*) di antara detektor dan sumber radiasi untuk menghalangi fluen neutron yang langsung berasal dari sumber. Dengan membandingkan pengukuran menggunakan kerucut terpancung dan tanpa kerucut terpancung akan diperoleh koreksi neutron yang terhambur oleh dinding ruangan<sup>[5]</sup>.

Cara lain adalah dengan menggunakan 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>[6]</sup>.

Makalah ini menguraikan pengukuran respon detektor *Bonner Multispheres* terhadap sumber radiasi neutron cepat <sup>252</sup>Cf yang dilakukan di ruang kalibrasi neutron PTKMR-BATAN

## TEORI

Ketika melewati suatu bahan/moderator neutron epitermal dan cepat akan mengalami tumbukan elastik dan inelastik dan neutron ini akan kehilangan energi sampai mencapai kesetimbangan termal atau melewati moderator. Peristiwa ini dikenal dengan nama "*slowing down*". Jika suatu detektor diletakkan di dalam moderator dengan diameter yang berbeda maka setiap kombinasi detektor dan moderator tersebut akan memberikan respon yang berbeda terhadap neutron yang menumbuknya sebagai fungsi energi <sup>[1]</sup>

## PERALATAN DAN TATA KERJA

### PERALATAN

#### Detektor

Dalam eksperimen ini digunakan detektor sintilasi <sup>6</sup>Li I (Eu) yang diselubungi dengan moderator polietelin berbentuk bola dengan diameter yang bervariasi mulai dari 2 s/d 12 inchi. Detektor <sup>6</sup>LiI(Eu) dan moderator dapat dilihat pada Gambar 1. Detektor tersebut ini dihubungkan dengan pencacah Ludlum model 2000 no.seri 139137. Pencacah Ludlum dapat dilihat pada Gambar 2.



**Gambar 1.** Detektor  ${}^6\text{LiI}(\text{Eu})$  dan moderator polietelin berbentuk bola dengan diameter yang bervariasi mulai dari 2 s/d 12 inci



**Gambar 2.** Pencacah Ludlum Model 2000 no. seri 139137

### Sumber Radiasi

Sebagai sumber radiasi digunakan neutron cepat  ${}^{252}\text{Cf}$  40  $\mu\text{g}$  dengan laju emisi  $(9,498 \pm 0,096) \times 10^7$  n/s pada tgl. 11 Juli 2005 dan waktu paruh 2,65 tahun. Sumber radiasi neutron cepat  ${}^{252}\text{Cf}$  disajikan pada Gambar 3 [6].



**Gambar 3.** Sumber radiasi neutron cepat  $^{252}\text{Cf}$

#### **TATA KERJA**

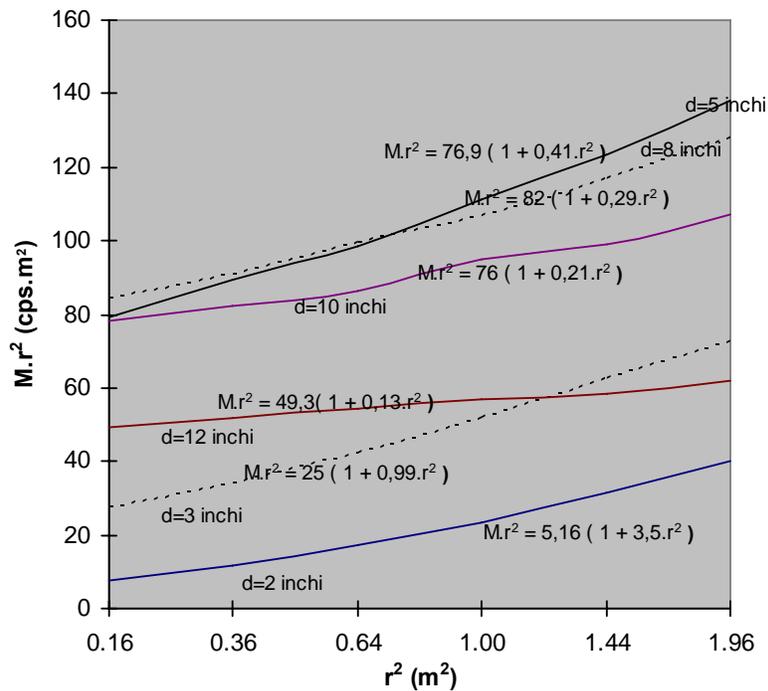
Detektor dan sumber radiasi neutron diletakkan pada ketinggian yang sama yaitu 120 cm dari lantai, dengan jarak detektor ke sumber radiasi 40 cm. Mula mula detektor diselubungi dengan moderator polietelin berdiameter 2 inchi, kemudian dilakukan pencacahan sumber radiasi neutron cepat  $^{252}\text{Cf}$  [6]. Setelah itu jarak detektor ke sumber radiasi diubah menjadi 40 cm dan dilakukan kembali pencacahan. Selanjutnya pencacahan dilakukan dengan rentang 20 cm sampai dengan jarak 140 cm . Susunan peralatan pada pengukuran dapat dilihat pada Gambar 4.



**Gambar 4.** Susunan peralatan pada pengukuran respon detektor *Bonner Multispheres* . Sumber radiasi neutron dan detektor diletakkan pada ketinggian 120 cm dari lantai dengan jarak detektor ke sumber radiasi bervariasi mulai dari 40 cm s/d 140 cm.

#### **HASIL DAN PEMBAHASAN**

Hasil pencacahan sumber neutron cepat  $^{252}\text{Cf}$  menggunakan beberapa moderator sebagai fungsi jarak dapat dilihat pada Gambar 5.



**Gambar 5.** Respon detektor Bonner multisphere untuk berbagai diameter moderator dikalikan dengan kuadrat jarak detektor ke sumber radiasi r sebagai fungsi kuadrat jarak untuk sumber <sup>252</sup>Cf di ruang kalibrasi.

Dari Gambar 5. dapat dilihat bahwa respon detektor terhadap <sup>252</sup>Cf naik dengan semakin besarnya diameter bola polietelin mulai dari diameter 2 s/d 8 inchi namun mulai diameter bola 10 inchi respon cenderung menurun dengan semakin besarnya diameter bola. Hal ini disebabkan pada diameter tersebut semakin banyak energi neutron cepat yang terserap sehingga neutron thermal yang terdeteksi semakin sedikit.

Dari persamaan garis pada kedua gambar di atas dapat dilihat bahwa kontribusi hamburan pada detektor sangat tinggi ketika diameter bola kecil. Hal ini disebabkan karena dengan diameter bola yang kecil maka banyak neutron yang terhambur dengan energi yang kecil mampu melewati moderator untuk sampai ke detektor <sup>6</sup>Li(Eu)

Dari Gambar 5. dapat dilihat bahwa respon detektor dengan diameter bola 3 inchi dan 8 inchi mendapatkan persamaan garis masing-masing  $M.r^2 = 25(1 + 0,99 r^2)$  dan  $M.r^2 = 82(1 + 0,29 r^2)$ . Dengan demikian respon yang langsung berasal dari sumber untuk detektor dengan diameter 8 inchi adalah 3,28 kali detektor dengan diameter bola 3 inchi.

Dari persamaan yang sama diperoleh hamburan untuk detektor dengan diameter 3 inchi mendapatkan harga 3,4 kali detektor dengan diameter 8 inchi.

Eksperimen di ruang kalibrasi NBS menggunakan metoda yang sama untuk bola 3 inchi mendapatkan persamaan  $M.r^2 = 56(1 + 0,33 r^2)$  sedangkan untuk bola 9 inchi mendapatkan persamaan  $M.r^2 = 179(1 + 0,06 r^2)$ . Persamaan ini menunjukkan bahwa respon detektor dengan diameter bola 9 inchi mendapatkan harga 3,2 kali detektor dengan diameter bola 3 inchi sedangkan hamburan untuk detektor dengan diameter bola 3 inchi mendapatkan harga 3,4 kali detektor dengan diameter bola 9 inchi. Eksperimen di ruang kalibrasi NRL untuk bola dengan diameter 3 inchi mendapatkan persamaan  $M.r^2 = 386(1 + 1,24 r^2)$ , sedangkan untuk bola 9 inchi mendapatkan persamaan  $M.r^2 = 1070(1 + 0,20 r^2)$ . Hal ini menunjukkan bahwa respon detektor dengan diameter bola 9 inchi mendapatkan harga 2,7 kali detektor dengan diameter bola 3 inchi sedangkan hamburan untuk detektor dengan diameter bola 3 inchi mendapatkan harga 6,2 kali detektor dengan diameter bola 9 inchi.

Walaupun ketiga hasil pengukuran tersebut tidak bisa dibandingkan secara kuantitatif karena adanya perbedaan jenis detektor yang digunakan, ukuran ruang, karakteristik ruang dan diameter bola namun secara kuantitatif dapat dilihat bahwa untuk detektor dengan diameter yang sama yaitu 3 inchi menunjukkan bahwa semakin kecil ruang semakin besar komponen hamburannya. Ruang kalibrasi PTKMR berukuran sedikit lebih besar dari ruang kalibrasi NRL terutama panjangnya. *Slope* ruang PTKMR mendapatkan harga 0,99 sedangkan ruang kalibrasi NRL mendapatkan harga *slope* 1,24 sedangkan Ruang NBS yang jauh lebih besar mendapatkan harga *Slope* 0,33.

Hasil-hasil ini menunjukkan adanya kecenderungan yang sama. Dengan demikian metoda ini dapat digunakan untuk bermacam macam jenis detektor pada setiap ruang kalibrasi.

## KESIMPULAN

Dari hasil dan pembahasan tersebut di atas dapat ditarik kesimpulan bahwa :

1. Respon dari suatu detektor neutron sangat tergantung pada diameter moderator yang digunakan, fungsi jarak dan energi
2. Neutron yang terhambur oleh dinding ruang kalibrasi PTKMR cukup besar sehingga apabila mengabaikan faktor tersebut akan menyebabkan kesalahan faktor kalibrasi alat ukur radiasi neutron yang signifikan

**DAFTAR PUSTAKA**

1. EISENHAUER, C.M, SCHWARTZ, R.B, JOHNSON, T, Measurement of Neutron Reflected from The Surfaces of a Calibration Room, Health Physics Vol. 42, Pergamon Press Ltd, 1982
2. AWSCHALUM, M. And SANNA, R.S., Applications of Bonner Sphere Detectors in Neutron Field Dosimetry, Radiation Protection Dosimetry Vol. 10, 1985.
3. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Guidelines on Calibration of Neutron Measuring Devices, IAEA, Vienna, 1988
4. INTERNATIONAL ORGANIZATION for STANDARDIZATION , Neutron Reference Radiation for Calibrating Neutron Measuring Device for Radiation Protection Purposes and for determining Their Response as a Function of Neutron Energy, ISO 10647, ISO, 1996(E)
5. J.F. BRIESMEISTER, Ed., “ MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4 B “, LA-12625-M, Los Alamos National Laboratory, March 1997
6. Certificate of Calibration of a Californium Neutron Source Serial Number NS0738, National Physical Laboratory, 2005

**Tanya - Jawab**

**1. Penanya : Eni S (PTKMR – BATAN)**

**Pertanyaan :**

- Berapa besar energi neutron termal, epi termal, dan neutron fast?

**Jawaban : Bambang Suprijanto (PTKMR - BATAN)**

- Energi netron termal 0,025 eV; epi termal 0,5 eV s/d 10 keV dan netron fast 10 keV s/d 10 MeV.

## KALIBRASI SURVEYMETER InSpector™ 1000 DENGAN SUMBER RADIASI GAMMA

Agung Nugroho  
PTKMR – BATAN

### ABSTRAK

KALIBRASI SURVEYMETER InSpector™ 1000 DENGAN SUMBER RADIASI GAMMA  $^{137}\text{Cs}$ . Surveymetr inspector™ 1000 adalah alat ukur radiasi yang digunakan untuk mengukur laju dosis ekivalen dari sumber radiasi gamma dan sumber radiasi neutron. Kalibrasi surveymeter dilakukan dengan mengukur respon alat ukur radiasi tersebut terhadap sumber radiasi gamma  $^{137}\text{Cs}$ . Metode kalibrasi yang digunakan adalah substitusi. Pengukuran dilakukan pada jarak sumber radiasi ke detektor 400 cm. Faktor kalibrasi didapatkan sebesar 1,01

Kata kunci : Kalibrasi, Surveymeter, Radiasi gamma  $^{137}\text{Cs}$ .

### ABSTRACT

**THE CALBRATION OF InSpector™ 1000 OF SURVEYMETER WITH GAMMA BEAM.** The InSpector™ 1000 is a surveymeter for measuring equivalent dose rate for gamma beam. The calibration of surveymeter has been done by measuring the response of that instrument for  $^{137}\text{Cs}$  gamma beam. Calibration has been carried out by using substitution method. Measurement has been done at the source to the detector distance of 400 cm. The calibration obtained was 1.01.

Key words : Calibration, Surveymeter,  $^{137}\text{Cs}$  Gamma radiation.

---

### PENDAHULUAN

Surveymeter InSpector™ 1000 adalah alat ukur radiasi yang digunakan untuk mengukur laju dosis berkas radiasi gamma di daerah kerja secara berkala. Alat ukur ini terdiri dari meter, detektor gamma, kabel kumparan detektor gamma, *charger* dengan sumber listrik DC antara 11 s/d 14 volt. Kelebihan surveymeter ini dibandingkan dengan surveymeter yang lain adalah dapat digunakan untuk mengetahui energi dari suatu radionuklida yang akan diukur paparannya, agar hasil pengukuran di daerah kerja tepat dan benar maka srveimeter ini harus dikalibrasi. Dalam makalah ini akan dibahas cara melakukan kalibrasi Surveimeter InSpector™ 1000 dengan sumber radiasi gamma untuk memperoleh faktor kalibrasinya

## PERALATAN DAN TATA KERJA

### Peralatan

Alat ukur standar yang digunakan untuk mengukur paparan radiasi gamma adalah dosimeter Farmer yang terangkai dengan detektor kamar ionisasi volume 600 cc. Sedangkan alat yang dikalibrasi adalah surveimeter InSpector™ 1000. Surveymeter InSpector™ 1000. dapat dilihat pada Gambar 1. Sebagai sumber radiasi gamma digunakan sumber  $^{137}\text{Cs}$  dari Calibrator OB 85. Untuk menentukan jarak dari pusat detektor ke pusat sumber digunakan teleskop sedangkan pusat detektor agar berada pada sumbu utama berkas radiasi digunakan sinar laser.



**Gambar 1.** Surveymeter InSpector™ 1000 dengan detektor gamma

### Tata Kerja

Metode kalibrasi yang digunakan adalah metoda substitusi yaitu dengan cara detektor standar maupun detektor yang dikalibrasi diletakkan pada jarak yang sama ke sumber radiasi dan disinari secara bergantian [2]

Kalibrasi surveymeter InSpector™ 1000 menggunakan sumber radiasi gamma  $^{137}\text{Cs}$  dari Calibrator OB 85 dilakukan pada jarak detektor ke sumber radiasi adalah 400 cm. Susunan peralatan saat kalibrasi dapat dilihat pada Gambar 2.



Gambar 2. Susunan peralatan pada saat kalibrasi surveymeter InInspector™ 1000 menggunakan sumber radiasi gamma <sup>137</sup>Cs dari kalibrator OB 85.

Untuk menentukan laju dosis ekivalen standar  $H_k$ , digunakan persamaan berikut :

$$H_k = M_u \times N_k \times k_{pt} \times F_{konversi} \times 60 \quad (\mu\text{Sv/Jam}) \dots\dots\dots (1)$$

dengan :

$M_u$  = bacaan alat ukur standar ( nC/menit )

$N_k$  = faktor kalibrasi alat ukur standar (  $\mu\text{Gy/nC}$  )

$K_{pt}$  = Faktor koreksi temperatur dan tekanan udara  $\frac{273,15 + T}{293,15} \times \frac{1013,25}{P}$

$F_{konversi}$  = Faktor konversi = 1,20 (  $\mu\text{SV} / \mu\text{Gy}$  ) untuk sumber radiasi gamma <sup>137</sup> Cs

Faktor kalibrasi untuk detektor yang dikalibrasi, dapat dihitung dengan menggunakan persamaan berikut [ 2 ]:

$$F_{km} = H_k / M_m \dots\dots\dots(2)$$

$H_k$  = laju dosis ekivalen standar (  $\mu\text{Sv/jam}$  )

$M_m$  = bacaan surveimeter yang dikalibrasi (  $\mu\text{Sv/Jam}$  )

## HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil kalibrasi surveymeter InSpector™ 1000 dapat dilihat pada Tabel 1 .

Tabel 1. Hasil kalibrasi surveymeter InSpector™ 1000 dengan menggunakan sumber gamma <sup>137</sup> Cs.

Jarak sumber ke detektor (cm)	Laju dosis ekivalen standar (μSv/jam)	Bacaan rata-rata surveymeter (μSv/jam)	Faktor kalibrasi surveymeter	Ketidakpastian (%)
400	25,13 ± 0,01	24,96 ± 0,11	1,01	2,2

Dari Tabel 1 dapat dilihat bahwa respon radiasi yang diterima oleh surveymeter InSpector™ 1000 adalah 24,96 μSv/jam mendekati harga laju dosis standar sebesar 25,13 μSv/jam sehingga dengan menggunakan persamaan (2) didapatkan faktor kalibrasi 1,01. Faktor kalibrasi yang diizinkan Laboratorium Metrologi Radiasi untuk diterbitkan sertifikat kalibrasi adalah  $0,8 \leq \text{Faktor kalibrasi} \leq 1,2$  . Dari hasil kalibrasi didapat perbedaan sekitar 1 % dengan faktor kalibrasi ideal (  $F_k = 1$  ) Perbedaan ini masih dalam batas yang diijinkan yaitu  $\pm 20$  %.

## KESIMPULAN

Dari hasil dan pembahasan tersebut di dapat disimpulkan bahwa hasil pengukuran faktor kalibrasi surveymeter InSpector™ 1000 cukup baik.

## DAFTAR PUSTAKA

1. Inspector 1000, User Manual, High Performance Doigital Hand-Held MCA, 2003.
2. International Atomic Energy Agency, Handbook on Calibration of Radiation Protection Monitoring Instruments, Technical Reports Series No.133,IAEA,Viena 1971.
3. BUCHLER, Calibration OB 85 , Instruction For Use 1987

## ANALISIS KESELAMATAN RADIASI DAERAH KERJA DI SEBAGIAN LOKASI PTKMR TERHADAP PERATURAN KETENAGANUKLIRAN

Wijono dan Ermi Juita, Agung Agusbudiman  
PTKMR – BATAN

### ABSTRAK

ANALISIS KESELAMATAN RADIASI DAERAH KERJA DI SEBAGIAN LOKASI PTKMR TERHADAP PERATURAN KETENAGANUKLIRAN. Telah dilakukan Analisis keselamatan radiasi daerah kerja di sebagian lokasi PTKMR terhadap peraturan ketenaganukliran. Analisis diawali dengan pengukuran aktivitas sumber-sumber standar dan sampel menggunakan alat ukur radiasi yang sesuai. Pengukuran sumber radiasi bentuk padat dan cair di dalam ampul menggunakan sistem pencacah kamar pengion. Sedangkan pengukuran sumber radiasi bentuk titik menggunakan sistem spektrometer gamma. Kewajiban memiliki izin pemanfaatan dari sumber-sumber radiasi yang telah diukur dapat ditentukan berdasarkan Keputusan Kepala Bapeten Nomor 019/Ka-Bapeten/IV-00. Dari peraturan tersebut juga dapat diperoleh ketentuan kategori dan status daerah kerja radiasi di sebagian lokasi PTKMR telah diukur paparan radiasinya menggunakan surveymeter/monitor 4 seri 26140. Proses pengukuran paparan radiasi dilakukan pada titik-titik tata ruang kerja, tempat potensi bahaya radiasi/keberadaan sumber radioaktif dan lingkungan sekitarnya. Kategori daerah kerja meliputi bukan daerah kerja radiasi, daerah kerja radiasi sangat rendah, rendah, sedang, tinggi dan sangat tinggi. Sedangkan status daerah kerja radiasi meliputi daerah pengawasan dan pengendalian. Analisis keamanan dan keselamatan kerja dari potensi bahaya radiasi seputar tempat penyimpanan sumber radiasi dan tata ruang kerja pekerja radiasi serta masyarakat umum didasarkan Peraturan Pemerintah Republik Indonesia Nomor 63 Tahun 2000. Sehingga diperoleh kondisi daerah kerja radiasi yang memenuhi standar dan prinsip-prinsip proteksi radiasi. Dalam kondisi ini efek radiasi terhadap manusia dan lingkungan hidup sekitar daerah kerja memiliki tingkat potensi bahaya/paparan radiasi yang tidak melampaui batas seperti yang telah ditentukan dalam peraturan ketenaganukliran.

*Kata kunci : keselamatan kerja, daerah kerja dan peraturan ketenaganukliran.*

### ABSTRACT

RADIATION SAFETY ANALYSIS OF WORKING AREA IN THIS PART OF PTKMR LOCATION TO NUCLEAR REGULATION. Radiation safety Analysis of working area radiation in this part of PTKMR location to nuclear regulation has been carried out. Analysis started with gauging of sources activity of samples and standards angle blockses apply appropriate radiations sizing device. Gauging of radiation source of form of compact and melting in ampoule apply ionization chamber counting system. While gauging of radiation source of form of dot apply gamma spectrometer system. Obligation have exploiting permit from source of radiations which have determinable measured based on Heads Bapeten Decision of Number : 019/Ka-Bapeten/IV-00. From this regulation also obtainable rule of radiation working area status and category in this part of PTKMR location which have been measured of the radiation exposure apply surveymeter/monitor 4 series of 26140. Process of gauging of radiation exposure (mR/hour) done at point of works planologies, place of radiation danger potency/existence of radioactive source and area of vicinity. Working area category cover not radiation working area, very low

radiation working area, low, higher-mid and very high. While radiation working area status cover operation and supervision district. Working safety and security analysis from potency of danger of radiation in around planology and radiation source repository working radiation worker and also based common public Regulation of Indonesia Republic Government of Number of 63 Year 2000. Causing obtained condition of radiation working area fulfilling standard angle blocks and radiation protection principals. In this condition of radiation effect to environment and man about working area have level of danger potency/radiation exposure not of ultra vires like the one have been determined in nuclear regulation.

***Keyword : working safety, working area and nuclear regulation***

---

## **I. PENDAHULUAN**

Analisis keselamatan radiasi daerah kerja di sebagian lokasi PTKMR terhadap peraturan ketenaganukliran dilakukan dengan tujuan untuk mengetahui kondisi secara pasti mengenai potensi bahaya radiasi, status, kategori pada semua titik daerah kerja, batasan-batasan aktivitas radiasi yang harus diperhatikan berdasarkan jenis dan kuantitas sumber zat radioaktif sesuai batasan dalam peraturan ketenaganukliran.

Potensi bahaya yang timbul akibat keberadaan sumber-sumber zat radioaktif memiliki tingkat efek yang berbeda-beda tergantung jenis dan bentuk fisiknya. Sehingga dengan aktivitas yang sama untuk suatu jenis zat radioaktif yang satu terhadap yang lain memiliki tingkat resiko bahaya radiasi yang berbeda. Untuk memperjelas batasan aktivitas yang dicapai pada semua jenis zat radioaktif telah diatur dalam peraturan ketenaganukliran, terutama dalam keputusan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor : 19/Ka-Bapeten/IV-00 tentang pengecualian dari kewajiban memiliki izin pemanfaatan tenaga nuklir. Dengan meninjau daftar pengecualian masing-masing zat radioaktif dalam peraturan di atas maka dapat diketahui perbedaan potensi bahaya/batasan aktivitas dari masing-masing jenis sumber radiasi yang dimiliki instansi terkait. Namun dalam kenyataannya banyak dijumpai ketidaktahuan dari para pekerja radiasi sendiri mengenai hal ini, sehingga perlu adanya suatu analisis keselamatan radiasi daerah kerja di sebagian lokasi PTKMR terhadap peraturan ketenaganukliran khususnya pada unit standardisasi dalam rangka untuk mewujudkan aspek keamanan dan keselamatan radiasi di lingkungan kerja.

## II. TINJAUAN PUSTAKA

Di dalam Undang-undang Republik Indonesia Nomor 10 Tahun 1997 Tentang Ketenaganukliran telah diatur mengenai pemanfaatan, pengembangan, penguasaan pengetahuan dan teknologi nuklir serta pengawasan kegiatan yang berkaitan dengan tenaga nuklir. Peraturan Pemerintah Republik Indonesia Nomor 63 Tahun 2000 mengatur tentang Keselamatan dan Kesehatan terhadap Pemanfaatan Radiasi Pengion. Selanjutnya disebut keselamatan radiasi yang dilakukan untuk menciptakan kondisi yang sedemikian rupa agar efek radiasi pengion terhadap manusia dan lingkungan hidup tidak melampaui batas yang ditentukan.

Peraturan Pemerintah Republik Indonesia Nomor 64 Tahun 2000 mengatur tentang Perizinan Pemanfaatan Tenaga Nuklir. Pemanfaatan berupa kegiatan yang berkaitan dengan tenaga nuklir, di antaranya meliputi penelitian, pengembangan, pembuatan, produksi, pengangkutan, penyimpanan dan penggunaan zat-zat radioaktif/sumber radiasi yang bertujuan untuk meningkatkan kesejahteraan masyarakat. Sedangkan tenaga nuklir adalah tenaga dalam bentuk apapun yang dibebaskan dalam proses transformasi inti, termasuk tenaga yang berasal dari sumber radiasi pengion.

Tabel 1 Daftar zat-zat radioaktif inventaris standardisasi beserta batasan maksimum yang dikecualikan dari memiliki izin

No	Simbol	Nama Unsur	Aktivitas/konsentrasi maksimum yang dikecualikan dari kewajiban memiliki izin	
			Bq	Bq/gr
1	C-14	Karbon	$1 \times 10^7$	$1 \times 10^4$
2	Na-22	Natrium	$1 \times 10^6$	$1 \times 10^1$
3	Cr-51	Khrom	$1 \times 10^7$	$1 \times 10^3$
4	Mn-54	Mangan	$1 \times 10^6$	$1 \times 10^1$
5	Co-57	Kobal	$1 \times 10^6$	$1 \times 10^2$
6	Co-60	Kobal	$1 \times 10^5$	$1 \times 10^1$
7	Sr-85	Stronsium	$1 \times 10^6$	$1 \times 10^2$
8	Sr-90	Stronsium	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^4$
9	Tc-99m	Teknisium	$1 \times 10^7$	$1 \times 10^2$
10	Cd-109	Cadmium	$1 \times 10^6$	$1 \times 10^4$
11	I-131	Yodium	$1 \times 10^6$	$1 \times 10^2$
12	Cs-134	Sesium	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^1$
13	Cs-137	Sesium	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^1$
14	Ce-139	Serium	$1 \times 10^6$	$1 \times 10^2$
15	Sm-153	Samarium	$1 \times 10^6$	$1 \times 10^2$
16	Eu-152	Europium	$1 \times 10^6$	$1 \times 10^1$
17	Ho-166	Holmium	$1 \times 10^5$	$1 \times 10^3$
18	Lu-177	Lutesium	$1 \times 10^7$	$1 \times 10^3$
19	Ir-192	Iridium	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^1$

20	Tl-204	Talium	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^4$
21	Pb-210	Timbal	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^1$
22	Ra-226	Radium	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^1$
23	U-233	Uranium	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^1$
24	U-239	Uranium	$1 \times 10^6$	$1 \times 10^3$
25	Pu-239	Plutonium	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^0$
26	Am-241	Amerisium	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^0$
27	Cm-244	Kurium	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^1$

Keputusan Kepala Bapeten Nomor 019/Ka-Bapeten/IV-00 telah ditentukan tentang Pengecualian dari kewajiban memiliki Izin Pemanfaatan Tenaga Nuklir. Dalam peraturan ini telah ditentukan nilai batasan aktivitas maksimum suatu sumber zat radioaktif yang dikecualikan dari kewajiban memiliki izin pemanfaatan (Tabel 1). Nilai batasan masing-masing jenis zat radioaktif berbeda-beda sesuai dengan besarnya tingkat resiko bahaya dan jenis zat radioaktif yang bersangkutan serta dimensi fisiknya. Pada pasal 3b ayat 1 keputusan ini juga telah disebutkan ketentuan bahwa pada kondisi normal tidak akan menyebabkan laju dosis ekuivalen melebihi  $1 \mu\text{Sv/jam}$  atau  $0,1 \text{ mR/jam}$  pada jarak  $0,1 \text{ m}$  dari tiap permukaan peralatan yang dapat dijangkau. Sedangkan pengelompokan kategori dan status daerah radiasi ditunjukkan dalam tabel 2.

Tabel 2 Pengelompokan Kategori dan Status Daerah Radiasi

No	Paparan Radiasi (mR/jam)	Kategori Daerah Kerja (DK)	Status Daerah Kerja Radiasi
1	< 0,05	Bukan DK Radiasi	Pengawasan
2	0,05 s/d 0,25	DK Radiasi Sangat Rendah	Pengawasan
3	0,25 s/d 0,75	DK Radiasi Rendah	Pengawasan
4	0,75 s/d 2,50	DK Radiasi Sedang	Pengendalian
5	2,50 s/d 7,50	DK Radiasi Tinggi	Pengendalian
6	> 7,50	DK Radiasi Sangat Tinggi	Pengendalian

### III. TATA KERJA

Peralatan pokok yang digunakan dalam analisis keselamatan radiasi daerah kerja di sebagian lokasi PTKMR terhadap peraturan ketenaganukliran ini adalah semua sistem alat ukur spektrometer gamma (detektor HPGe GC1018, detektor tipe sumur/planar), semua sistem pencacah kamar pengion (merlin gerin, centronic, vinten dan capintec CRC-7BT) dan alat ukur laju dosis radiasi surveymeter/monitor 4 dengan nomor seri 26140.

Sedangkan bahan ukur berupa sumber-sumber radionuklida standar dan sampel yang dimiliki bagian standardisasi-metrologi radiasi. Sumber-sumber tersebut dalam bentuk titik/padat dan cair. Sebagian besar dalam kondisi sumber tertutup, kecuali bila sedang dipreparasi.

Pengukuran aktivitas sumber bentuk titik menggunakan alat-alat ukur spektrometer gamma dan yang berbentuk cair/volume padat menggunakan alat-alat sistem pencacah kamar pengion yang meliputi merlin gerin, centronic, vinten dan capintec. Dari hasil pengukuran aktivitas ditentukan potensi bahaya radiasi berdasarkan tata ruang kerja dan tempat keberadaan sumber radioaktif. Di samping itu ditentukan pula kriteria zat-zat radioaktif ke dalam daftar pengecualian dari kewajiban memiliki izin pemanfaatan tenaga nuklir. Dengan data-data tersebut dapat ditentukan potensi bahaya radiasi pada ruang lingkup kerja, Sehingga aspek-aspek keselamatan dan keamanan kerja dapat diintegrasikan dengan baik.

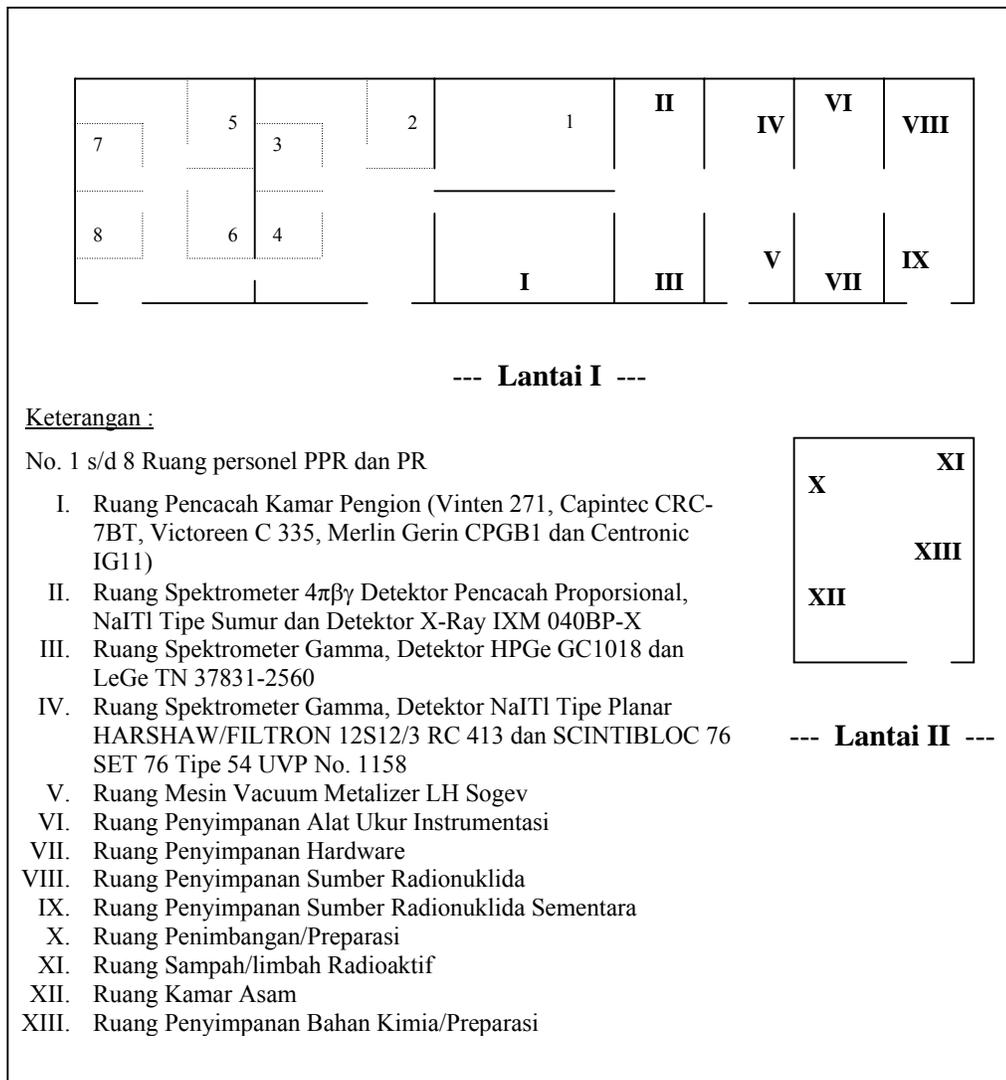
Penentuan kategori dan status daerah kerja dimulai dengan pengukuran paparan radiasi pada beberapa titik daerah kerja di sebagian lokasi PTKMR. Dari hasil pengukuran tersebut dikelompokkan ke dalam 6 macam kategori daerah kerja dan 2 jenis status daerah kerja radiasi. Sebagai batasan masing-masing pengelompokan kategori dan status daerah kerja digunakan dasar satuan paparan radiasi ( $\mu\text{Sv}/\text{jam}$ ) yang disetarakan dengan 0,1 mR/jam. Berdasarkan hasil pengelompokan kategori dan status daerah kerja radiasi maka dapat ditentukan langkah-langkah yang tepat dan benar oleh para pekerja radiasi atau masyarakat umum yang harus dilakukan pada suatu titik daerah kerja radiasi yang sedang ditempatinya. Kondisi seperti ini dipastikan untuk menghindari dan atau mengurangi besarnya efek radiasi terhadap manusia maupun lingkungan.

#### **IV. PEMBAHASAN**

Unit Standardisasi merupakan salah satu bagian dari struktur organisasi Laboratorium Metrologi Radiasi yang bernaung di Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi (PTKMR). Unit tersebut terdiri dari delapan (8) personel (2 orang Petugas Proteksi Radiasi dan 6 orang Pekerja Radiasi). Skema tata ruang unit standardisasi ditunjukkan pada gambar 1.

Data kondisi beberapa zat radioaktif milik unit Standardisasi beraneka ragam jumlah, bentuk, sifat dan aktivitasnya. Data kondisi tersebut meliputi Sumber Standard

Titik Amersham, Sumber Standard Titik LMRI, Sumber Standard Luasan  $\beta$  LMRI, Sumber Standard Deposit  $\alpha$  LMRI, Sumber Standard Titik ETL, Sumber Sampel Titik P3KRBiN, Sumber Standard Cair PTB, Sumber Standard Cair Amersham, Sumber Standard Cair NPL, Sumber Standard Cair ETL, Sumber Standard Cair NBS, Sumber Standard Padat ETL dan Sumber-sumber Sampel Cair dari berbagai jenis radionuklida.



**Gambar 1 Skema Tata Ruang Daerah Kerja di Sebagian Lokasi PTKMR**

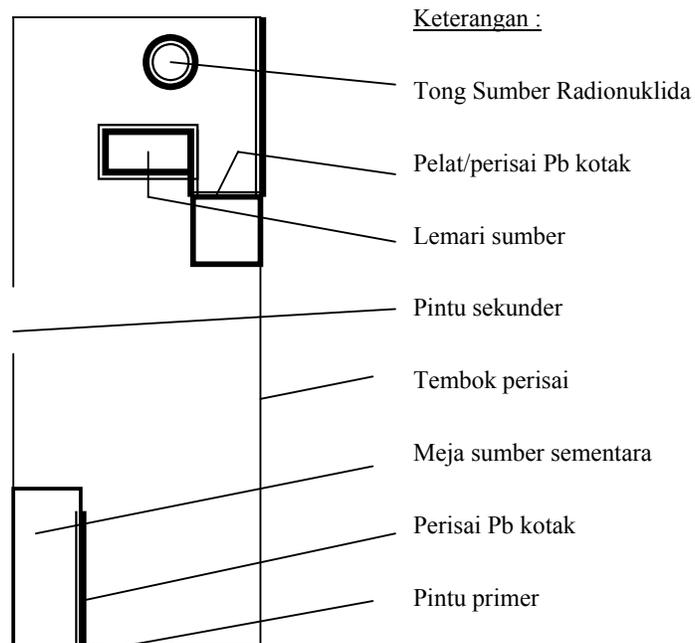
## **Analisis Bahaya Radiasi Berdasarkan Tata Ruang Kerja dan Tempat Potensi Keberadaan Sumber Radioaktif**

Analisis bahaya radiasi berdasarkan tata ruang kerja dan tempat potensi keberadaan sumber radioaktif dilakukan untuk mengetahui kondisi secara pasti mengenai bahaya radiasi yang mungkin timbul sesuai tata letak ruang kerja dan ruang penempatan sumber radioaktif. Pada unit standardisasi secara keseluruhan terdiri dari 9 ruangan (3 ruang kerja dan 6 ruang alat/penyimpanan sumber radioaktif/preparasi). Secara berurutan tata letak ruangan adalah ruang kerja, ruang alat, ruang penyimpanan sumber (berada di lantai I) dan ruang preparasi (berada di lantai II). Jarak antara ruang kerja dan tempat penyimpanan sumber radioaktif cukup jauh, karena di antaranya terdapat ruang pencacah kamar pengion, ruang spektrometer  $4\pi\beta\gamma$ , spektrometer gamma, ruang mesin *vacuum metalizer*, ruang alat ukur instrumentasi dan ruang hardware (dapat dilihat pada Gambar 1). Dengan kondisi demikian potensi bahaya radiasi di dalam ruang kerja sangat kecil, bahkan lebih kecil dibandingkan cacah latar/aktivitas *back-ground* ruang alat.

Kemungkinan potensi bahaya radiasi yang lebih besar terjadi pada saat sumber radioaktif dipindahkan dari tempat penyimpanan sumber radioaktif menuju ruang alat (untuk melakukan pengukuran aktivitas) terutama pada ruang pencacah kamar pengion. Ruang pencacah kamar pengion ini adalah salah satu ruangan yang paling dekat dan berbatasan langsung dengan ruang kerja. Pada saat proses pemindahan zat radioaktif berlangsung, maka kondisi cacah latar akan naik sesuai besarnya aktivitas zat radioaktif yang dipindahkan. Apabila aktivitas sumber radioaktif kecil (masuk dalam kategori sumber pengecualian) maka proses pemindahannya dapat dilakukan tanpa menggunakan kontainer/shielding. Namun apabila sumber radioaktif yang dipindahkan cukup besar, maka diperlukan kontainer pada saat pemindahannya. Dalam hal ini faktor proteksi radiasi yang perlu diperhatikan adalah faktor perisai. Sedangkan faktor waktu dan jarak diperhatikan pada saat sumber radioaktif yang dipindahkan relatif besar (kontainer sudah tidak mampu lagi mengurangi paparan radiasi sesuai yang diharapkan).

Peluang potensi bahaya radiasi yang lain adalah pada saat pemindahan zat radioaktif dari luar (pengadaan sumber radioaktif baru) menuju ruang penyimpanan sumber radioaktif. Faktor proteksi radiasi yang perlu diperhatikan pada kondisi ini sama dengan pada proses pemindahan zat radioaktif yang dilakukan untuk pengukuran aktivitasnya.

Tempat/ruang penyimpanan zat radioaktif terdiri dari dua (2) bagian, yaitu ruang penyimpanan sumber radionuklida tetap (R.VIII) dan ruang penyimpanan sumber radionuklida sementara (R.IX) sesuai Gambar 1. Ruang penyimpanan sumber radionuklida tetap digunakan untuk menyimpan sumber-sumber radioaktif yang aktivitasnya relatif besar dan sumber-sumber radionuklida aktivitas kecil/ sedang yang berada dalam kondisi tidak digunakan/diukur/dipreparasi/diproses cara lain. Sedangkan ruang penyimpanan sumber radionuklida sementara digunakan untuk menyimpan sumber-sumber radioaktif yang memiliki aktivitas kecil/ sedang yang berada dalam kondisi diproses/diukur. Masing-masing tempat penyimpanan sumber tersebut memiliki perisai/shielding dari bahan timbal (Pb) dalam bentuk yang berbeda. Tempat penyimpanan sumber radionuklida tetap memiliki shielding berbentuk lemari dan bersifat tertutup (terkunci) untuk menghindari hal-hal yang tidak diinginkan, misalnya bahaya tikus atau pencurian. Letak posisi juga harus lebih jauh dari tempat jangkauan pekerja radiasi atau masyarakat umum. Sedangkan tempat penyimpanan sumber sementara memiliki *shielding*  $\frac{1}{2}$  terbuka, untuk melindungi/menahan sebagian paparan radiasi mungkin timbul dan mengarah ke tempat umum/daerah radiasi yang lain. Kedua tempat penyimpanan sumber radionuklida tersebut berada dalam satu ruangan yang dilengkapi dengan tanda-tanda radiasi pada beberapa bagian tempat tertentu. Sebagai perisai pelapis ruangan tersebut adalah berupa tembok beton setebal 300 mm dan pelat Pb pada bagian-bagian tertentu. Letak dan potensi bahaya radiasi pada ruang penyimpanan sumber radionuklida ini ditunjukkan dalam gambar 2.



Gambar 2 Ruang Penyimpanan Sumber Radioaktif

Peluang potensi bahaya radiasi paparan dan kontaminasi terdapat pada ruang preparasi (Lantai II). Ruangan tersebut terdiri dari tempat penimbangan/preparasi, tempat sampah/limbah radioaktif, tempat kamar asam dan tempat penyimpanan bahan kimia/preparat. Di tinjau dari posisi letak, ruangan preparasi ini lebih jauh dari ruang kerja dibandingkan dengan jarak ke ruang alat/penyimpanan sumber radioaktif. Namun potensi bahaya radiasi di dalam ruangan ini cukup besar, karena terdapat potensi bahaya paparan radiasi dan kontaminasi radiasi (tempat preparasi sumber radioaktif).

Potensi bahaya paparan radiasi selalu dipantau secara rutin tiap bulan di samping adanya pemantauan khusus. Hasil pemantauan bulanan tersebut dicatat dan ditempel pada pintu masuk (gambar 1). Sedangkan pemantauan atau pemeriksaan khusus dilakukan apabila terjadi hal-hal khusus, misalnya adanya kecelakaan radiasi, preparasi yang beraktivitas besar, sehingga paparannya naik/melonjak, dan lain-lain. Hal ini dilakukan untuk menanggulangi/mengurangi peluang terjadinya kecelakaan radiasi yang lebih kompleks lagi.

Potensi bahaya kontaminasi radiasi juga selalu dipantau dengan test usap pada beberapa tempat khusus, misalnya pada permukaan alat penimbang, meja preparasi, lantai ruangan, lemari kamar asam dan lemari penyimpanan bahan kimia/preparat. Pemantauan rutin ini hanya dilakukan di dalam ruangan preparasi saja, kecuali bila ada kejadian-kejadian khusus, seperti kecelakaan radiasi/tercecernya bahan kontaminan ke luar ruangan, dan sebagainya.

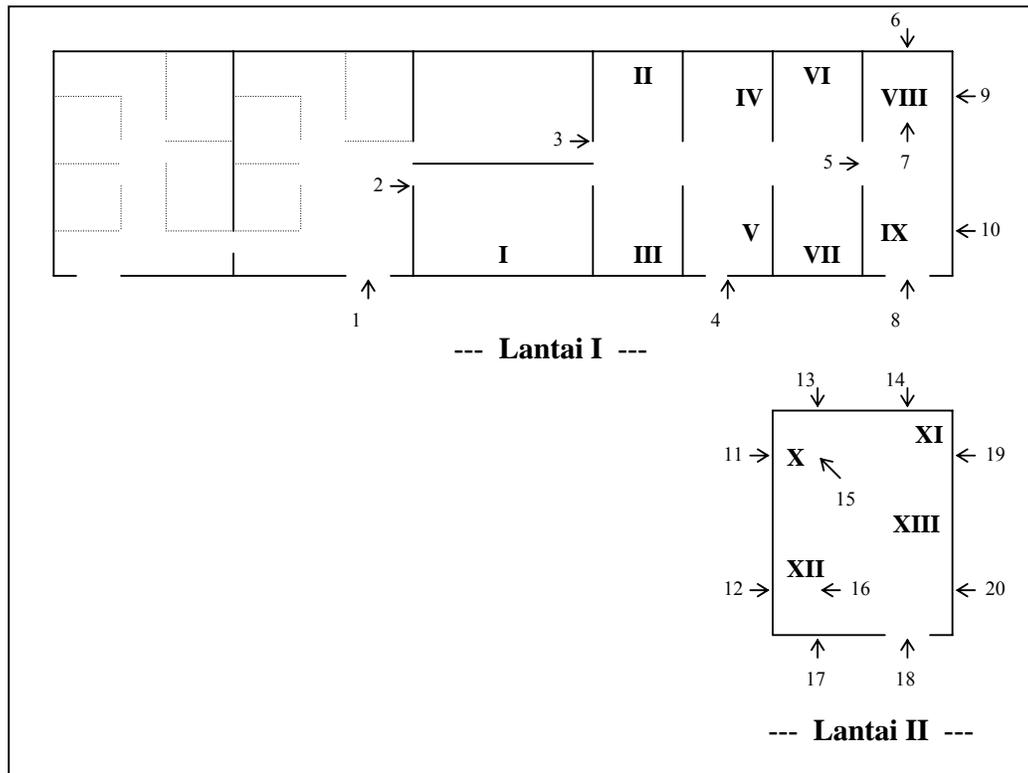
### **Analisis Peluang Timbulnya Bahaya Radiasi Terhadap Keberadaan Sumber Radioaktif Berdasarkan SK Bapeten No. 19/Ka-Bapeten/IV-00**

Potensi bahaya yang timbul akibat keberadaan sumber-sumber zat radioaktif memiliki tingkat efek yang berbeda-beda tergantung jenis dan bentuk fisiknya. Sehingga dengan aktivitas yang sama suatu jenis zat radioaktif memiliki tingkat resiko bahaya yang berbeda pula. Untuk memperjelas batasan aktivitas yang dicapai pada semua jenis zat radioaktif telah diatur dalam keputusan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor : 19/Ka-Bapeten/IV-00 tentang Pengecualian dari Kewajiban memiliki izin pemanfaatan tenaga nuklir. Dengan meninjau daftar pengecualian masing-masing zat radioaktif dalam keputusan di atas maka dapat diketahui perbedaan potensi bahaya/batasan aktivitas dari masing-masing jenis sumber radiasi/radionuklida yang berjumlah lebih dari 270 buah jenis sumber radionuklida. Berikut ini akan disajikan Tabel daftar zat-zat radioaktif seputar inventaris sumber standardisasi beserta batasan maksimum yang dikecualikan dari memiliki izin pemanfaatan.

Dari Tabel daftar zat-zat Radioaktif yang pemanfaatannya dikecualikan dari kewajiban memiliki izin yang dimiliki pada Sub Bidang Standardisasi – Bidang Metrologi Radiasi, maka dapat diketahui faktor bobot bahaya radiasi dari masing-masing sumber radioaktif, sehingga para pekerja radiasi khususnya dapat mengerti langkah apa harus dilakukan terhadap sumber-sumber radiasi yang sedang ditanganinya secara aman dan selamat.

Tabel 3 Daftar zat-zat radioaktif inventaris standardisasi beserta batasan maksimum yang dikecualikan dari memiliki izin

No	Simbol	Nama Unsur	Aktivitas terukur pada 31 Mei 2007 (Bq)	Keterangan status sumber memiliki izin pemanfaatan
1	C-14	Karbon	$184,97 \times 10^6$	Berkewajiban
2	Na-22	Natrium	$64,06 \times 10^3$	Dikecualikan
3	Cr-51	Khrom	$\approx 0$	Dikecualikan
4	Mn-54	Mangan	$0,33 \times 10^3$	Dikecualikan
5	Co-57	Kobal	$2,80 \times 10^3$	Dikecualikan
6	Co-60	Kobal	$0,98 \times 10^6$	Berkewajiban
7	Sr-85	Stronsium	$\approx 0$	Dikecualikan
8	Sr-90	Stronsium	$15,67 \times 10^6$	Berkewajiban
9	Tc-99m	Teknisium	$\approx 0$	Dikecualikan
10	Cd-109	Cadmium	$54,96 \times 10^3$	Dikecualikan
11	I-131	Yodium	$\approx 0$	Dikecualikan
12	Cs-134	Sesium	$7,87 \times 10^6$	Berkewajiban
13	Cs-137	Sesium	$1,18 \times 10^6$	Berkewajiban
14	Ce-139	Serium	$8,71 \times 10^1$	Dikecualikan
15	Sm-153	Samarium	$\approx 0$	Dikecualikan
16	Eu-152	Europium	$32,53 \times 10^6$	Berkewajiban
17	Ho-166	Holmium	$1,99 \times 10^6$	Berkewajiban
18	Lu-177	Lutesium	$\approx 0$	Dikecualikan
19	Ir-192	Iridium	$102,58 \times 10^6$	Berkewajiban
20	Tl-204	Talium	$21,93 \times 10^1$	Dikecualikan
21	Pb-210	Timbal	$1,76 \times 10^6$	Berkewajiban
22	Ra-226	Radium	$3,68 \times 10^6$	Berkewajiban
23	U-233	Uranium	$175,94 \times 10^1$	Dikecualikan
24	U-239	Uranium	$\approx 0$	Dikecualikan
25	Pu-239	Plutonium	$2,08 \times 10^3$	Dikecualikan
26	Am-241	Amerisium	$20,42 \times 10^6$	Berkewajiban
27	Cm-244	Kurium	$63,40 \times 10^1$	Dikecualikan



Gambar 3 Skema Titik-titik Pengukuran Paparan Radiasi Daerah Kerja di Sebagian Lokasi PTKMR

### Analisis Paparan Radiasi pada beberapa Titik Daerah Kerja di Sebagian Lokasi PTKMR-BATAN

Untuk mengetahui kategori dan status daerah kerja radiasi di sebagian lokasi PTKMR-BATAN diperlukan data-data paparan radiasi setempat. Dalam langkah ini telah dilakukan pengukuran paparan radiasi pada 20 titik daerah kerja menggunakan surveymeter/monitor 4 seri 26140. Di dalam Keputusan Kepala Bapeten Nomor 019/Ka-Bapeten/IV-00 pasal 3b ayat 1 telah disebutkan ketentuan bahwa pada kondisi normal tidak akan menyebabkan laju dosis ekivalen melebihi  $1 \mu\text{Sv/jam}$  atau  $0,1 \text{ mR/jam}$  pada jarak  $0,1 \text{ m}$  dari tiap permukaan peralatan yang dapat dijangkau. Sedangkan pengelompokan kategori dan status daerah radiasi ditunjukkan dalam tabel 2. Dengan meninjau hasil pengukuran paparan radiasi diperoleh ketentuan kategori dan status daerah kerja dari 20 titik daerah kerja di sebagian lokasi PTKMR (Tabel 4).

Tabel 4 Data Hasil Pengukuran Paparan Radiasi pada beberapa Titik Daerah Kerja di Sebagian Lokasi PTKMR

No Titik	Nama Lokasi	Paparan Radiasi (mR/jam)	Kategori Daerah Kerja (DK)	Status Daerah Kerja Radiasi
1	Depan pintu ruang staf	0,02	Bukan DK Radiasi	Pengawasan
2	Depan pintu ruang kamar pengion	0,02	Bukan DK Radiasi	Pengawasan
3	Depan pintu ruang spektrometer $4\pi\beta\gamma$	0,04	Bukan DK Radiasi	Pengawasan
4	Depan pintu ruang vakum metalizer	0,04	Bukan DK Radiasi	Pengawasan
5	Depan pintu ruang penyimpanan sumber	0,60	DK radiasi rendah	Pengawasan
6	Tempat parkir	0,20	DK Radiasi sangat rendah	Pengawasan
7	Ruang penyimpanan sumber	3,00	DK radiasi tinggi	Pengendalian
8	Teras luar penyimpanan sumber	0,04	Bukan DK Radiasi	Pengawasan
9	Teras KM/WC wanita lantai I	0,10	Bukan DK Radiasi	Pengawasan
10	Teras KM/WC pria lantai I	0,04	Bukan DK Radiasi	Pengawasan
11	Depan dinding ruang staf 1	0,02	Bukan DK Radiasi	Pengawasan
12	Depan dinding ruang staf 2	0,02	Bukan DK Radiasi	Pengawasan
13	Teras luar lantai IIa	0,01	Bukan DK Radiasi	Pengawasan
14	Teras luar lantai IIb	0,02	Bukan DK Radiasi	Pengawasan
15	Depan alat preparasi	0,02	Bukan DK Radiasi	Pengawasan
16	Depan kamar asam	0,04	Bukan DK Radiasi	Pengawasan
17	Teras dalam lantai II	0,02	Bukan DK Radiasi	Pengawasan
18	Depan pintu ruang preparasi	0,02	Bukan DK Radiasi	Pengawasan
19	Teras KM/WC wanita lantai II	0,02	Bukan DK Radiasi	Pengawasan
20	Teras KM/WC pria lantai II	0,02	Bukan DK Radiasi	Pengawasan

Pada tabel 4 terlihat bahwa tingkat paparan radiasi di dalam ruang penyimpanan sumber radiasi paling tinggi, sekitar 3,00 mR/jam. Hal ini masuk dalam kategori daerah kerja radiasi tinggi dan status daerah radiasi pengendalian yang di dalamnya harus

dipenuhi beberapa sistem proteksi radiasi. Namun hal ini tidak menjadi masalah karena lokasi ini termasuk lokasi khusus, di mana pekerja radiasi yang berada di dalam ruang tersebut harus didampingi petugas proteksi radiasi yang ditunjuk.

Selain titik ruang penyimpanan sumber radiasi diperoleh data paparan radiasi yang memiliki kategori bukan daerah kerja radiasi dan status daerah kerja radiasi pengawasan. Hal ini membuktikan bahwa di sebagian lokasi PTKMR telah memenuhi batas maksimum paparan radiasi yang diijinkan berdasarkan peraturan ketenaganukliran yang berlaku. Kecuali untuk tempat parkir memiliki paparan radiasi di antara 0,05 s/d 0,25 mR/jam. Hal ini telah melebihi batas aman paparan radiasi untuk masyarakat umum yang diperbolehkan. Sehingga untuk titik lokasi ini perlu ditindaklanjuti dengan memasang tambahan sistem proteksi radiasi atau mengurangi kuantitas sumber radiasi yang bersangkutan.

## **KESIMPULAN**

Analisis keselamatan dan inventarisasi zat radioaktif unit standardisasi-metrologi radiasi terhadap perizinan pemanfaatan tenaga nuklir yang berlaku telah dilakukan dengan meninjau aktivitas sumber-sumber radioaktif, ketentuan batasan-batasan paparan radiasi yang dipenuhi, probabilitas bahaya yang timbul diberbagai titik ruang kerja laboratorium, staf maupun lingkungan serta solusi penanganannya sesuai ketentuan yang berlaku dalam peraturan ketenaganukliran. Dengan demikian diperoleh kepastian kondisi mengenai prinsip-prinsip kerja yang mengacu pada aspek keamanan dan keselamatan radiasi yang harus dimengerti dan dijalankan oleh semua pekerja radiasi khususnya dan masyarakat sekitar lokasi PTKMR pada umumnya.

## **DAFTAR PUSTAKA**

1. NICHOLAS TSOULFANIDIS, Measurements Procedures, NCRP Report No.58, I edition, 1978
2. H. M. WEISS,  $4\pi\beta\gamma$  – Ionization Chamber Measurements, Nuclear Instr. And Methods, 112. pp. 291 – 297, 1973
3. INTERNATIONAL ORGANIZATION ON FOR STANDARDIZATION, Guide to The Expression of Uncertainty in Measurement, ISO, Geneva, 1992
4. BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR, Himpunan Peraturan Perundang-undangan Ketenaganukliran, Jakarta, 2003

**Tanya - Jawab**

**1. Penanya : Farida T (PTKMR – BATAN)**

**Pertanyaan :**

- Menurut saya untuk daerah kerja tempat preparasi asal masuk kategori daerah kerja pengendalian bukan pengawasan, karena daerah tersebut perpeluang terjadinya kontaminasi walaupun paparannya  $< 0,75$  mR/jam, Bagaimana menurut saudara?

**Jawaban : Wijono (PTKMR - BATAN)**

- Saya setuju pendapat saudara dengan meninjau ulang dasar peraturan ketenaganukliran untuk daerah preparasi, limbah ZRA, kamar asam dan bahan kimia masuk ke dalam status daerah kerja pengendalian.

**PENGUJIAN KESTABILAN SISTEM PENCACAH  
“DOSE CALIBRATOR” VINTEN 271/671  
DENGAN SUMBER STANDARD Ra-226**

Rosdiani  
PTKMR – BATAN

**ABSTRAK**

**PENGUJIAN KESTABILAN SISTEM PENCACAH DOSE CALIBRATOR VINTEN 271/671 DENGAN SUMBER STANDARD Ra-226.** Telah dilakukan pengujian kestabilan sistem pencacah Dose Calibrator Vinten milik unit standardisasi di PTKMR-BATAN. Pengujian kestabilan keluaran Dose Calibrator ini bertujuan untuk memperoleh ketelitian dan mutu hasil pengukuran aktivitas radionuklida. Pengujian kestabilan alat dilakukan dengan cara membandingkan arus rerata hasil perhitungan dengan hasil pengukuran menggunakan Dose Calibrator Vinten 271/671. Sumber standar yang digunakan adalah Ra-226 dengan aktivitas 99,5712  $\mu\text{Ci}$  pada 14 November 2002. Setelan keluaran pada alat ukur adalah arus dengan satuan pA. Pengukuran dilakukan selama 4 periode dengan perbedaan hasil berturut-turut adalah 0,81% pada 20 Februari 2006, 0,89% pada 27 Februari 2006, 0,33% pada 8 Maret 2006 dan 0,96% pada 15 Maret 2006. Perbedaan hasil masih dibawah 1% sehingga dapat diketahui kestabilan peralatan Dose Calibrator Vinten masih baik.

Kata kunci : stabil, Dose Calibrator, sumber standar

**ABSTRACT**

**EXAMINATION OF STABILITY COUNTING SYSTEM OF DOSE CALIBRATOR VINTEN 271/671 WITH STANDARD SOURCE of Ra-226.** The examination stability counting system of Dose Calibrator Vinten property at standardization division in PTKMR-BATAN. Examination of stability of output conducted this Dose Calibrator to obtain get quality and correctness result of measurement of radionuclide activity. Examination of stability of appliance conducted by comparing average current result of calculation with measurement result use Dose Calibrator Vinten 271/671. Standard source the used is Ra-226 with activity 99.5712  $\mu\text{Ci}$  at 14 November 2002. Output style at measuring instrument is current in pA. Measurement conducted during 4 period with different of result successively is 0.81% at 20 Februari 2006, 0.89% at 27 Februari 2006, 0.33% at 8 March 2006 and 0.96% at 15 March 2006. Different of result still below 1% so that can know by stability of equipments of Dose Calibrator Vinten still good.

keyword : Stable, Dose Calibrator, source of standard

## PENDAHULUAN

Pengukuran aktivitas radionuklida dapat dilakukan dengan 2 cara, yaitu pengukuran aktivitas radionuklida secara absolut dan secara relatif. Pengukuran secara absolut adalah metode pengukuran aktivitas yang dilakukan tanpa menggunakan sumber standar. Sedangkan metode pengukuran secara relatif adalah metode pengukuran aktivitas radionuklida yang dilakukan dengan membandingkan terhadap sumber standar.

Salah satu peralatan yang digunakan untuk mengukur aktivitas suatu radionuklida adalah Dose Calibrator. Dose Calibrator yang dimiliki Sub. Bidang Standardisasi Bidang Metrologi Radiasi PTKMR BATAN ada berbagai tipe, salah satunya adalah model Vinten 271/671. Dose Calibrator merupakan alat penunjang di bidang kedokteran nuklir di rumah sakit yang digunakan untuk mengukur aktivitas radiofarmaka yang akan disuntikkan pada pasien. Dose Calibrator ini sangat cocok dimiliki rumah sakit karena praktis, cepat dan cukup akurat dalam penggunaannya.

Salah satu cara untuk dapat memberikan pelayanan yang berkualitas adalah menjaga konsistensi hasil pengukuran. Konsistensi hasil pengukuran dapat dicapai dengan menjaga kinerja alat yang digunakan untuk pengukuran melalui pemeliharaan yang baik misalnya menjaga agar temperatur dan kelembaban tertentu tetap, menguji kestabilan serta mengevaluasi hasil pengukurannya dari waktu ke waktu.

Tujuan penulisan makalah ini adalah untuk mengetahui kestabilan sistem pencacah Dose Calibrator model Vinten 271/671. Dengan melakukan pengujian ini diharapkan kinerja dari alat ukur radiasi ini dapat selalu terpantau dan terjaga pada kondisi kerja yang optimal. Disamping itu juga apabila terjadi penyimpangan kestabilan diluar batas toleransi yang dibolehkan dapat cepat diketahui dan dievaluasi kinerjanya.

## TEORI

Pada pengukuran aktivitas suatu radionuklida beberapa aspek yang perlu diperhatikan adalah jenis dan energi radiasi yang dipancarkan radionuklida tersebut, bentuk fisis dan komposisi kimia serta ketepatan dan ketelitian hasil pengukuran. Setiap sistem pencacah mempunyai kemampuan ukur tertentu sehingga jika suatu radionuklida tersebut diukur pada jangkauan tertentu akan menghasilkan ketelitian hasil yang optimum. Suatu radionuklida dengan aktivitas besar kurang optimum jika diukur dengan sistem pencacah yang mempunyai rentang ukur aktivitas rendah. Sebaliknya suatu radionuklida

yang mempunyai aktivitas kecil akan kurang optimum jika diukur dengan sistem pencacah yang mempunyai rentang ukur aktivitas besar.

Pengukuran aktivitas dengan metode relatif, memerlukan ketelitian yang memadai. Ketelitian hasil pengukuran tergantung pada kondisi peralatan dan lingkungan. Sebelum dilakukan pengukuran aktivitas radionuklida, peralatan harus dikalibrasi dengan sumber standar. Salah satu parameter ketelitian hasil pengukuran yang tinggi adalah diperolehnya kedapatulangan pengukuran yang baik. Untuk memperoleh ketelitian alat diperlukan *setting* peralatan yang optimum. Sistem pencacah Dose Calibrator merupakan peralatan pencacah aktivitas radionuklida secara relatif. Salah satu persyaratan sistem pencacah relatif adalah peralatan tersebut harus mempunyai kestabilan pengukuran yang baik. Dengan kestabilan pengukuran yang baik menunjukkan kinerja yang baik pula dari peralatan tersebut sehingga mendapatkan kedapatulangan yang baik pula.

*Dose Calibrator*, sebagai alat ukur relatif harus dikalibrasi secara rutin menggunakan sumber standar radionuklida agar hasil pengukuran dapat dipertanggungjawabkan. Kalibrasi *Dose Calibrator* ini sangat perlu baik ditinjau dari segi sifat peralatan yang relatif maupun dari segi proteksi radiasi. Hal ini karena berhubungan langsung dengan manusia, baik pasien, pekerja radiasi maupun lingkungannya. Dengan pengukuran aktivitas yang tepat maka penerimaan dosis radiasi akan dapat terkontrol. Apabila penerimaan dosis radiasi pada pasien tidak terkontrol dengan baik maka akan merugikan pasien dari segi keselamatan maupun tujuan pengobatannya. Peranan sumber standar radionuklida sangat penting untuk mengkalibrasi alat ukur dosis radiasi, cacah radiasi dan perangkat lain yang digunakan di berbagai bidang kegiatan termasuk bidang kedokteran yang menggunakan teknik nuklir.

Selain berfungsi sebagai pengkalibrasi alat ukur aktivitas, sumber standar juga berfungsi untuk mengecek kestabilan peralatan *Dose Calibrator*. Persyaratan sumber standar adalah radionuklida tersebut mempunyai waktu paro panjang. Untuk pengujian kestabilan sistem pencacah *Dose Calibrator* biasanya menggunakan sumber standar yang mempunyai waktu paro panjang, misalnya Ra-226. Ra-226 mempunyai waktu paruh 1600 tahun. Secara teoritis pengurangan aktivitas hanya kurang lebih 0,04% dalam 1 tahun. Sehingga sumber standar Ra-226 ini sangat efektif untuk mengecek kestabilan detektor.

Pada *Dose Calibrator* Vinten data cacahan dapat diperoleh dengan 2 cara yaitu arus dan aktivitas, dengan cara mengatur tombol yang terdapat pada alat . Pengujian kestabilan ini menggunakan keluaran arus dimana faktor radionuklida (RF) yang digunakan 02650

dan keluarannya adalah arus (pA). Seperti kita ketahui bersama bahwa laju cacah berfluktuasi disekitar nilai rata-ratanya disebabkan sifat alami dari proses disintegrasi atau random. Oleh karena itu semakin banyak pengambilan data maka akan diperoleh hasil pengukuran yang akurat. Mengenai keakuratan sangat tergantung pada alat yang digunakan serta radionuklida yang diukur. Pada pengujian kestabilan terhadap sistem pencacah tersebut perlu dilakukan dari waktu ke waktu secara rutin.

Perhitungan nilai rata-rata hasil pengukuran radionuklida Ra-226 ( $\bar{X}$ ) untuk n seri pengukuran adalah :

$$\bar{X} = \frac{\sum X}{n} \dots\dots\dots (1)$$

Sedangkan peluruhan aktivitas radionuklida Ra-226 ( $A_{std}$ ) ke waktu t (saat pengukuran) menggunakan rumus :

$$A_t = \bar{A}_0 . e^{(-0,693t/T_{1/2})} \dots\dots\dots (2)$$

Adapun perhitungan untuk mencari kestabilan adalah

$$\frac{X_0 - X_t}{X_0} < 1 \% \dots\dots\dots (3)$$

Dimana :  $X_0$  adalah hasil cacahan awal

$X_t$  adalah hasil cacahan pada saat pengukuran

Jika perbandingan hasil cacahan awal dan hasil cacahan saat pengukuran kurang dari 1%, alat ukur Dose Calibrator dapat dikatakan stabil.

**TATA KERJA**

**1. Peralatan dan Bahan**

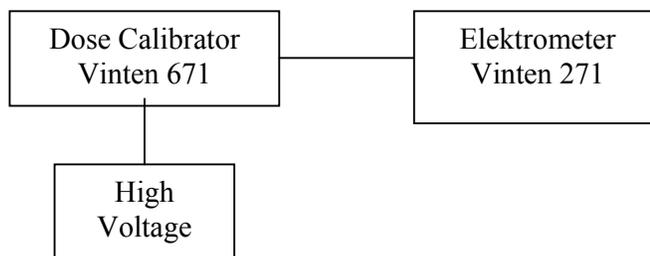
1. Dose Calibrator Vinten 721/671
2. Sumber Standar Cair Ra-226 NBS



Gambar 1. Alat ukur Dose Calibrator Vinten 271/671

## 2. Langkah Kerja

1. Merangkai peralatan seperti pada gambar



Gambar Diagram balok Dose Calibrator Vinten 271/671

2. Memakai monitor radiasi perorangan (TLD) sampai pekerjaan selesai
3. Mengisi formulir data pencacahan kestabilan kamar pengion Vinten yang terdiri dari identitas radionuklida Ra-226, nama pelaksana dan penyelia, waktu pengukuran, temperatur (10-30°C) dan kelembaban (< 95%).
4. Melakukan pencacahan radionuklida standar Ra-226 NBS
5. Mengulangi pencacahan sebanyak 25 kali sehingga menghasilkan data yang diperlukan.

## HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil pengukuran sumber standar radioduklida Ra-226 dengan cacahan 25 kali pengulangan dan nilai rata-rata dari alat ukur Dose Calibrator Vinten dsajikan pada tabel1. Data hasil cacahan ini dalam satuan arus (pA) dan waktu pengukuran pada tanggal 14 November 2002. Radionuklide Faktor diatur pada angka 02650.

**Tabel. 1 data hasil pengukuran Ra-226**

STANDARD	: Ra-226
AKTIVITAS PADA TANGGAL ACUAN	: 10,2 $\mu$ Ci
TANGGAL ACUAN	: Juni 1965
WAKTU PARO	: 1600 tahun
WAKTU PENGUKURAN	: 14 November 2002
No	RF 02650
	Ra-226
1	58,6
2	58,7
3	58,6
4	58,7
5	58,6
6	58,6
7	58,7
8	58,7
9	58,5
10	58,5
11	58,7
12	58,7
13	58,6
14	58,8
15	58,6
16	58,7
17	58,6
18	58,7
19	58,6
20	58,6
21	58,7
22	58,7
23	58,5
24	58,5
25	58,8
Jumlah	1466
Rerata	58,64
STDEV	0,08660254
Kesalahan	0,15%

Dari tabel tersebut dapat diketahui bahwa dengan pengukuran sebanyak 25 kali pengulangan diperoleh arus rerata sebesar 58,64 pA, standar deviasinya sebesar 0,0866 dan kesalahan. 0,15%.

Hasil pengukuran arus rerata radionuklida Ra-226 tersebut kemudian diluruhkan ke waktu pengukuran tanggal 20 Februari 2006, 27 Februari 2006, 8 Maret 2006 dan tanggal 15 Maret 2006 menggunakan formula peluruhan yaitu :

$$A_t = \bar{A}_0 \cdot e^{(-0,693t/T_{1/2})}$$

dimana

$A_t$  = aktivitas pada saat pengukuran

$A_0$  = aktivitas awal

$T_{1/2}$  = waktu paro Ra-226

Hasil perhitungan peluruhan Ra-226 dengan formula tersebut diperoleh arus rerata pada tanggal 20 Februari 2006 adalah 58,56, untuk pengukuran pada tanggal 27 Februari 2006 adalah 58,56, untuk tanggal 8 Maret 2006 adalah 58,56 dan tanggal 15 Maret 2006 adalah 58,565.

Tabel 2 menyajikan pengukuran arus rerata Ra-226 NBS dengan sistem pencacah Dose C alibrasi Vinten, pada tanggal 20 Februari 2006 adalah 58,084, untuk pengukuran pada tanggal 27 Februari 2006 adalah 58,032, untuk tanggal 8 Maret 2006 adalah 58,748 dan tanggal 15 Maret 2006 adalah 58,004.

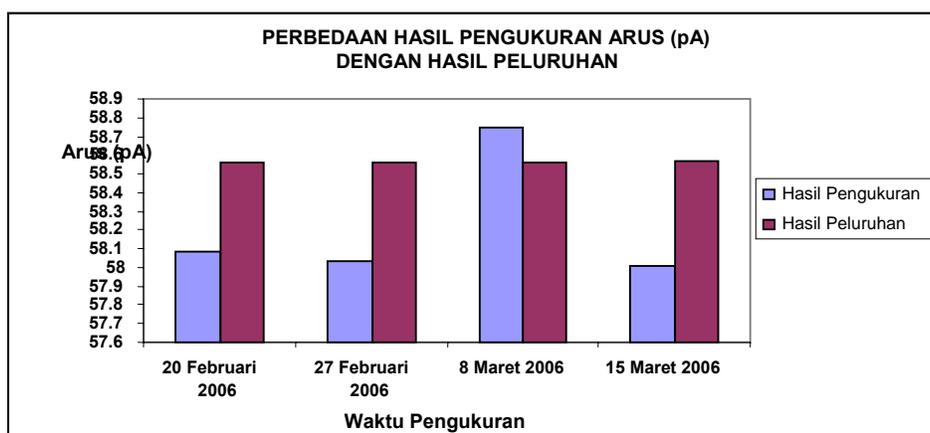
**Tabel. 2 Data rerata hasil pengukuran Ra-226**

STANDARD		: Ra-226		
AKTIVITAS PADA TANGGAL ACUAN		: 101.2 $\mu$ Ci		
TANGGAL ACUAN		: Juni 1965		
WAKTU PARO		: 1600 tahun		
RF 02650	RF 02650	RF 02650	RF 02650	
Ra-226	Ra-226	Ra-226	Ra-226	
20/2/2006	27/2/2006	8/3/2006	15/3/2006	
Jumlah	1452,1	1450,8	1468,7	1450,1
Rerata	58,084	58,032	58,748	58,004
stdev=	0,098657657	0,098826447	0,126227308	0,154056267
Kesalahan	0,17 %	0,17 %	0,21 %	0,27 %

Perbedaan hasil peluruhan dengan hasil pengukuran pada tanggal 20 Februari 2006 adalah 0,81%, pada tanggal 27 Februari 2006 adalah 0,89%, tanggal 8 Maret 2006 sebesar 0,33% dan untuk tanggal 15 Maret 2006 adalah 0,96% disajikan pada tabel 3 dan gambar 2.

**Tabel 3. Perbandingan hasil pengukuran arus rerata secara perhitungan dan pengukuran**

Hasil Pengukuran		Hasil Peluruhan		Perbedaan Hasil (%)
Tanggal	Hasil (pA)	Tanggal	Hasil (pA)	
20 Februari 2006	58,084	20 Februari 2006	58,557	0,81
27 Februari 2006	58,032	27 Februari 2006	58,556	0,89
8 Maret 2006	58,748	8 Maret 2006	58,556	0,33
15 Maret 2006	58,004	15 Maret 2006	58,565	0,96



**Gambar 2. Perbedaan hasil pengukuran arus rerata secara perhitungan dan pengukuran**

Dari hasil perhitungan dan pengukuran Ra-226 NBS dapat diketahui bahwa dengan menggunakan persamaan (3), perbedaan hasil perhitungan dan hasil pengukuran **kurang dari 1%**, sehingga dapat diketahui sistem pencacah *Dose Calibrator* Vinten 271 milik sub bidang standardisasi kestabilannya masih baik.

## KESIMPULAN

Perbedaan hasil peluruhan dengan pengukuran Ra-226 untuk setiap pengukuran masih pada batas toleransi yaitu kurang dari 1%, meskipun pada pengukuran tanggal 15 Maret 2006 terjadi penurunan sehingga perbedaan hasilpun ikut naik, tetapi ini masih pada batas toleransi, karena masih kurang dari 1 %.

**DAFTAR PUSTAKA**

1. Radionuclide Calibration User Manual, Vinten Instrument, Issue 4, Pub. No.271/59, England, 1984.
2. NCRP No 58, A handbook of Radioactivity Measurement Procedures, Washington DC,1978.
3. NAZAROH, Dose Calibrator, Alat ukur Aktivitas Radiofarmaka di Rumah sakit, ALARA, Vol. 1 No. 2, hal 35 Desember 1997.

## PENGUKURAN WAKTU MATI SISTEM SPEKTROMETER GAMMA dengan DETEKTOR NaI(Tl)

Holnisar dan Ermi Juita  
PTKMR – BATAN

### ABSTRAK

PENGUKURAN WAKTU MATI SISTEM SPEKTROMETER GAMMA dengan DETEKTOR NaI (Tl). Telah dilakukan pengukuran waktu mati sistem pencacah Spektrometer Gamma dengan detektor NaI (Tl) di PTKMR-BATAN. Penentuan waktu mati sistem pencacah sangat mempengaruhi hasil pengukuran, penentuan waktu mati ini dilakukan dengan metode pengukuran dua sumber sejenis, yaitu Cs-137 yang mempunyai aktivitas tertentu. Pengukuran ini dilakukan dengan berbagai jarak sehingga terlihat berapa besar nilai waktu mati terhadap jarak. Waktu mati ini digunakan untuk mengkoreksi nilai cacahan hasil pengukuran. Dari hasil pengukuran ini diperoleh waktu mati terkecil pada jarak 7 cm yaitu 0,09  $\mu$  detik. Dengan waktu mati tersebut memberikan koreksi pengukuran sebesar 0,035 %

Kata kunci: waktu mati, Sistem pencacah, Detektor NaI ( Tl )

### ABSTRACT

MEASUREMENT OF GAMMA spectrometer system dead time with DETECTOR NaI (Tl). Have been done measurement of Gamma spectrometer chopper system dead time with detector NaI (Tl) in PTKMR-BATAN. Determination of chopper system dead time hardly influenced measurement result, determination of this dead time done with measurement method of two same source, that is Cs-137 having certain activity. This measurement done with various distances so that seen how big dead time values to distances. This dead time applied for correcting count value measurement result. From this measurement result obtained by smallest dead time at distance of 7 cm that is 0,09  $\mu$  second. With the dead time gave measurement correction equal 0.035 %.

Key Word: Dead Time, Counting system , NaI ( Tl ) detektor

---

### PENDAHULUAN

Sistem pengukur radiasi selalu terdiri atas detektor dan peralatan penunjang yang berupa rangkaian elektronik.

Bagian terpenting dari sistem pengukur radiasi adalah detektor yang berfungsi untuk menangkap radiasi dan mengubahnya menjadi pulsa listrik dan kemudian diubah lagi menjadi informasi data sehingga dapat dianalisa sesuai dengan kepentingan kita.

Proses perubahan sebuah radiasi menjadi pulsa listrik dan kemudian menjadi sebuah informasi yang dapat terbaca pada sistem pencacah radiasi memerlukan selang waktu tertentu yang disebut waktu mati. Dengan adanya waktu mati ini akan mempengaruhi hasil cacahan, menyebabkan hasil cacahan harus dikoreksi dengan waktu matinya.

Tujuan dari pengukuran ini untuk mendapatkan nilai waktu mati yang diperlukan untuk mengkoreksi cacahan sehingga hasil pengukuran menjadi lebih teliti.

**DASAR TEORI**

Proses perubahan sebuah radiasi menjadi pulsa listrik dan akhirnya menjadi hasil 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 bersifat 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 waktu mati ini adalah menggunakan persamaan berikut:

$$R_k = \frac{R_u}{1 - \tau \cdot R_u} \dots\dots\dots(1)$$

$R_k$  = Laju cacah setelah dikoreksi

$R_u$  = Laju cacah yang dihasilkan sistem pencacah

$\tau$  = Waktu mati sistem pencacah

$\tau$  (Waktu Mati Sistem Pencacah) dapat ditentukan dengan metode pengukuran dua sumber radiasi yang identik dengan persamaan

$$\tau = \frac{R1 + R2 - R12 - Rb}{R12 - R1 - R2} \dots\dots\dots(2)$$

R1 = Laju cacah Sumber 1

R2 = Laju cacah Sumber 2

R12 = Laju cacah Sumber 1 dan Sumber 2 bersama – sama

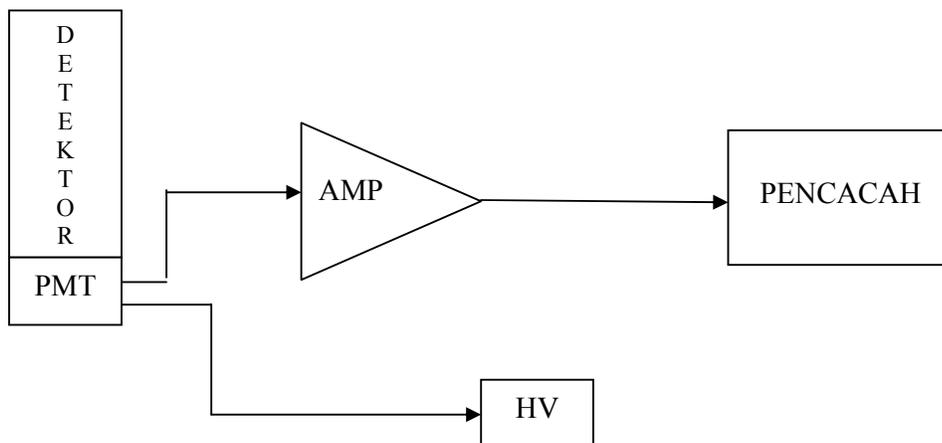
Rb = laju cacah latar belakang

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.

**TATA KERJA**

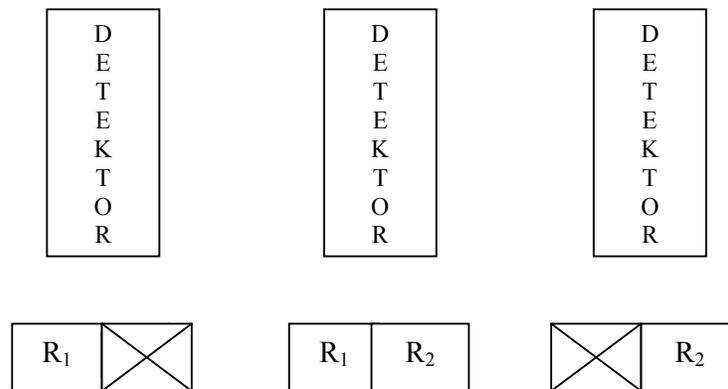
Sistem pencacah yang digunakan dalam pengukuran ini adalah sistem penacah integral dengan detektor NaI ( Tl ) yang dirangkai seperti gambar 1.



Gambar 1. Diagram blok sistem pencacah Integral dengan detektor NaI ( Tl )

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 diletakkan berdampingan untuk pencacahan sumber radiasi (R1) dan (R2) selanjutnya pencacahan sumber kedua (R2) sumber diletakkan disisi kanan dari permukaan detektor. Pencacahan ini dilakukan dengan variasi jarak dari jarak 1 cm – 9 cm dan dengan waktu pencacahan 30 detik.

**HASIL DAN PEMBAHASAN**

Dari hasil pengukuran diatas dihasilkan data cacahan seperti yang terlihat pada tabel 1. dibawah ini:

Tabel 1. cacahan hasil pengukuran

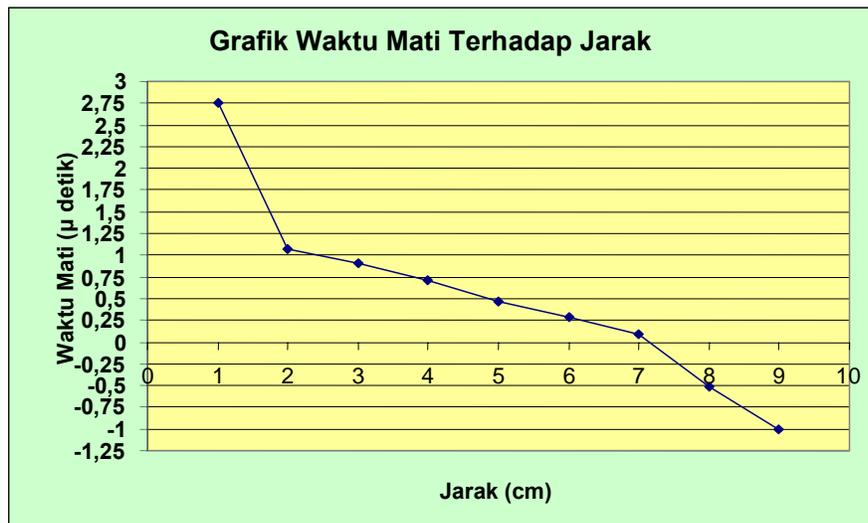
No	Jarak	Cacahan R1	Cacahan R1+ R2	Cacahan R2	Cacaha Latar
1	1 cm	489489	608468	133928	4871
		486910	608034	134077	4759
		489037	607981	134023	4875
		489517	606792	134161	4837
		489500	607666	134313	4919
	Rerata	488890,6±1006,6	607788,2 ± 559,8	134100,4±130,5	4852,2 ±53,4
	cps	16296,4 ± 33,6	20259,6 ± 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
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 110183	137860 137947	32803 32745	4837 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 setiap jarak seperti yang terlihat pada tabel 2. dan tampilan pada grafik Gambar 3.

Tabel 2. Hasil waktu mati sistem pencacah

No	Jarak	Waktu Mati sistem Pencacah (µ 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 sumber radiasi terhadap detektor semakin kecil waktu mati yang diperoleh. Dalam pengukuran ini waktu mati terkecil yang diperoleh adalah pada jarak 7 cm, sedangkan untuk jarak 8 cm dan 9 cm nilai waktu mati yang diperoleh minus, ini disebabkan intensitas radiasi yang mengenai detektor semakin kecil sehingga kedua sumber tidak dipengaruhi waktu matinya, maka nilai waktu mati yang diperoleh tidak benar.

Nilai waktu mati ini digunakan untuk mengkoreksi hasil pengukuran sistem pencacah. Misalkan hasil pengukuran radiasi pada jarak 7 cm adalah 3672,8 cps dan 1089,5 cps. Maka dengan persamaan 2 nilai pengukuran sebenarnya dari sistem pencacah pada jarak 7 cm itu adalah 3674,0 dan 1089,8 cps lebih besar 0,035 % dari yang ditampilkan sistem pencacah.

**KESIMPULAN**

Hasil pengukuran waktu mati sistem pencacah dengan metode dua sumber dengan aktivitas sumber Cs – 137 satu ( R1 ) 252733,2 Bq dan aktivitas sumber Cs – 137 dua ( R2 ) 74967,83 Bq diketahui makin dekat sumber radiasi terhadap detektor semakin besar nilai waktu mati yang diperoleh dan semakin kecil waktu mati yang diperoleh dengan semakin jauh sumber radiasi terhadap detektor.

Pada pengukuran ini waktu mati sistem pencacah terkecil yang diperoleh adalah 0,09  $\mu$  detik pada jarak 7 cm. Pada jarak ini cacahan yang ditampilkan sistem pencacah adalah 3672,8 cps dan 1089,5 cps tetapi setelah dikoreksi waktu matinya cacahan sebenarnya pada jarak ini adalah 3674,0 cps dan 1089,8 cps lebih besar 0,035 % dari nilai yang ditampilkan sistem pencacah.

#### **DAFTAR PUSTAKA**

1. Prosedur QC Perawatan Instrumentasi Nuklir, PUSDIKLAT-BATAN 2006

#### **Tanya - Jawab**

**1. Penanya : Widodo S. (PDL – BATAN)**

**Pertanyaan :**

- Waktu mati suatu alat ukur adalah tetap artinya tergantung dari detektor dan sistem elektroniknya, jadi tidak tergantung jarak?

**Jawaban : Holnisar (PTKMR - BATAN)**

- Intensitas radiasi yang dipancarkan oleh sumber radiasi bersifat acak maka terdapat kemungkinan beberapa radiasi yang mengenai detektor tidak tercatat, semakin tinggi intensitasnya semakin banyak radiasi yang tidak tercatat, untuk itu dengan pengaturan jarak dapat diperoleh intensitas yang optimal hingga semua radiasi yang dipancarkan terukur.

## STUDI TOKSISITAS DEKONTAMINAN PRUSSIAN BLUE PADA HEMATOLOGI KERA EKOR PANJANG *Macaca fascicularis*

Tur Rahardjo  
PTKMR – BATAN

### ABSTRAK

STUDI TOKSISITAS DEKONTAMINAN PRUSSIAN BLUE PADA HEMATOLOGI 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 anaemia, penyakit hati dan kerusakan ginjal. Oleh karena itu pengukuran hematologi darah kera ekor panjang dilakukan untuk menguji toksisitas akibat pemberian dekontaminan Prussian Blue (PB) secara oral dengan dosis 1800, 2700, 3150 mg/kg berat badan (BB). Pengamatan hematologi darah meliputi sel darah merah, sel darah putih, hematokrit, hemoglobin, trombosit, leukosit, monosit dan granulosit. Hasil pengamatan menunjukkan bahwa pemberian dekontaminan PB tidak mempengaruhi jumlah hemoglobin, eritrosit, hematokrit, trombosit, leukosit, limfosit, monosit dan granulosit sampai hari ke 35 pasca pemberian dekontaminan, tetapi jumlah sel dalam darah sedikit lebih rendah dari pada kontrol dan masih dalam batas-batas normal dan pemberian PB hanya mempengaruhi hematologi kera yang bersifat sementara. Perubahan terjadi pada hari ke 7 dan kembali normal dalam waktu 28 hari pasca pemberian. Dosis PB hingga 3150 mg/kgBB bila dilihat dari sistem hematologi belum bersifat toksik pada hewan percobaan kera ekor panjang.

Kata kunci : Dekontaminan, Toksisitas, hematologi, trombositopenia.

### ABSTRACT

STUDY ON TOXICITY OF PRUSSIAN BLUE AS A DECONTAMINANT TO 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: 1800, 2700, 3150 mg / kg of body weight. Prussian blue is a complex chemical compound of Ferro / Ferric 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. The observation of blood hematology includes; red corpuscle, phagocyte, hematokrit, hemoglobin, thrombosis, leukocyte, monosit and granulocyte. The result of observations indicated that giving of decontaminant Prussian blue into the body of monkey were *insignificant* to the amount of hemoglobin, erythrocyte, hematokrit, thrombosis, leukocyte, limfosit, monosit 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 28 days. In hematology system, the doses of Prussian blue which given to the monkey until 3150 mg / kg of heavy weight, was un-toxicity.

Keyword: Decontaminant, Toxicities, hematology and thrombocytopenia.

## I . PENDAHULUAN

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 [1]. Pada kasus kedaruratan nuklir atau kecelakaan kontaminasi zat radioaktif hasil fisi seperti salah satunya 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 [2]. Disamping itu kontaminasi zat radioaktif hasil fisi mempunyai sifat menyerupai kalium sehingga mudah diserap tumbuhan-tumbuhan dan hewan dalam siklus rantai makanan manusia. Hasil penelitian menunjukkan bahwa fraksi serapan rata-rata subyek yang menelan cesium klorida ( Cs-137) adalah sebesar 0,99. Selain itu Cs-137 termasuk radionuklida yang mudah larut dan segera diserap saluran pencernaan serta terdistribusi merata di seluruh tubuh [3]. 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,  $\text{Fe}[\text{Fe}(\text{CN})_6]_3$  ( PB ) yang mempunyai sifat katali atau tidak diserap saluran pencernaan 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 dalam menangani pasien yang terkontaminasi Cs-137 pada insiden Goidania, Brazil tahun 1987. Penggunaan PB secara oral dapat menangkap Tholium atau Cesium dalam lambung, mengganggu reabsorpsinya dari gastrointestinal dan meningkatkan ekskresi. Menurut Voel [4 ] PB dapat meningkatkan ekskresi Cs-137 dan  $\text{Ti} - 201$  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 dalam tubuh dan mengeluarkan Cs-137 dari dalam tubuh dalam bentuk feses [5,6]

Dalam berbagai kondisi spesifik manusia zat kimia asing pada kadar tertentu 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 obat belum sepenuhnya dievaluasi meskipun beberapa percobaan toksikologi sudah dicoba untuk 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 pengujian dalam rangka mengurangi terjadinya resiko yang tidak diinginkan. Pemeriksaan hematologi dapat dipakai sebagai parameter untuk mengetahui adanya efek biologi akibat toksik yang dapat menyebabkan terjadinya anaemia, 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 yang 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 ekresinya dan menggunakan dosis dekontaminan yang paling besar tanpa efek toksik dengan cara pengamatan hematologi darah meliputi sel darah merah, sel darah putih, hematokrit, hemoglobin, trombosit, lekosit, monosit dan granulosit

## II. TATA KERJA

1. **Obyek penelitian.** Sebanyak 10 kera ekor panjang *Macaca fascicularis* jantan berumur  $\pm 3$  tahun dengan berat tubuh  $\pm 3,7$  kg yang diperoleh dari Bagian Primata IPB – Bogor dibagi dalam 3 kelompok pemberian PB yaitu dosis 1.800, 2.700 dan 3.150 mg/kg

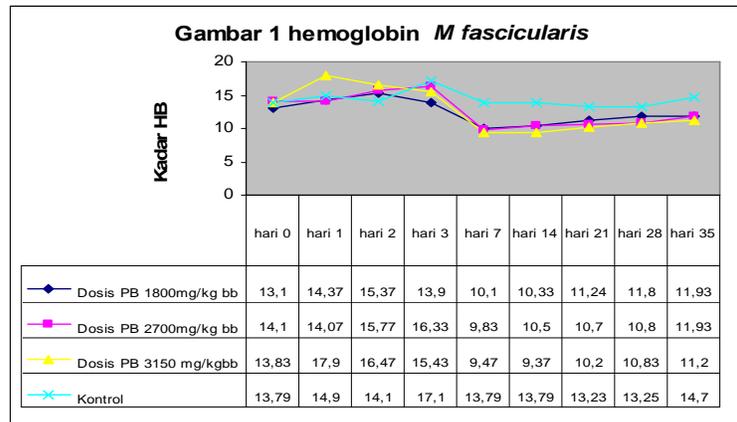
berat badan. Masing-masing kelompok terdiri dari 3 ekor yang akan diberi perlakuan dan 1 ekor sebagai kontrol. Kemudian kera tersebut di pelihara di kandang hewan milik Laboratorium Biomedika selama 7 hari dengan diberi makan pelet, pisang dan dipantau kesehatannya oleh dokter hewan.

2. **Perlakuan.** Pada ketiga kelompok pemberian PB dosis 1.800, 2.700 dan 3.150 mg/kg berat badan masing-masing kera dibius dengan menggunakan obat bius kataral sebanyak 0,1cc/kg secara intramaskuler. 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.
3. **Pemberian Dekontaminan Prussian blue.** Kelompok pemberian PB dosis 1800 diberi dosis 600mg/bb, kelompok 2700 diberi dosis 900 mg/bb dan kelompok 3150 diberi sebesar 1050 mg/kgbb di berikan secara oral selama 3 hari berturut-turut sehingga dosis total pemberian PB 1.800, 2.700 dan 3.150 mg/kgBB. Penentuan konsentrasi tak toksik dekontaminan dilakukan dengan pengambilan darah dengan cara membius kera menggunakan kataral 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

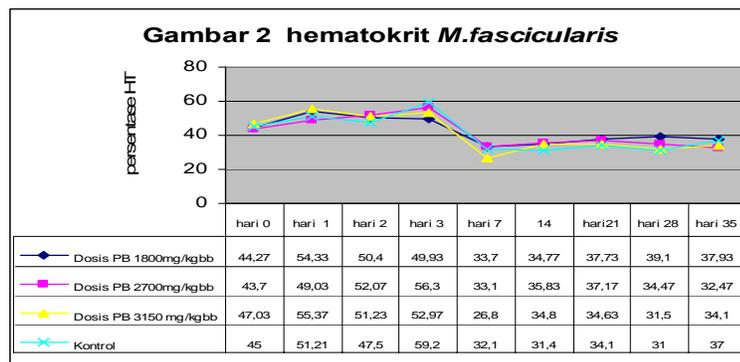
### III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil pengukuran kadar hemoglobin *Macaca fascicularis* (kera ekor panjang) yang diberi dekontaminan disajikan pada Gambar 1, Hasil ini memperlihatkan sebuah hasil rerata dari pengamatan hemoglobin darah selama 35 hari setelah pemberian PB dosis 1800, 2700, 3150 mg/kg/berat badan. Pada ketiga kelompok pasca pemberian PB pada hari pertama sampai hari ke 3 bila dibandingkan dengan kontrol tidak mengalami penurunan tetapi pada hari ke 7 mengalami penurunan dan berangsur-angsur meningkat kembali pada hari ke 21 sampai hari ke 35 pasca pemberian PB. Penurunan hemoglobin darah mencapai 9,37 gr/dl terutama untuk dosis 3150 mg/kg berat badan dan pada hari ke 21 pasca pemberian PB berangsur-angsur mengalami peningkatan dari 10,2 gr/dl menjadi 11,2 gr/dl pada hari ke 28 dan 35 pasca pemberian PB. Penurunan kadar hemoglobin

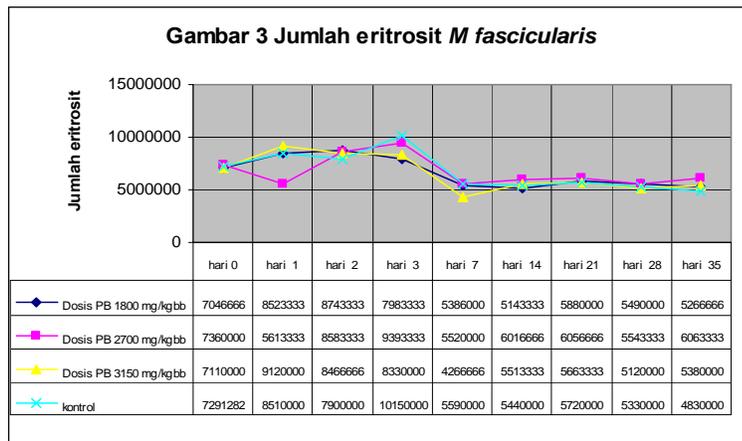
biasanya disertai oleh penurunan jumlah sel darah merah, packed cell volume (PCV), mean cell haemoglobin (MCH), mean cell haemoglobin concentration (MCHC) dan juga disertai penurunan persentase hematokrit dan penurunan jumlah trombosit. Penurunan kadar hemoglobin ( 9,47g/dl) pada hari ke 7 pasca pemberian 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.



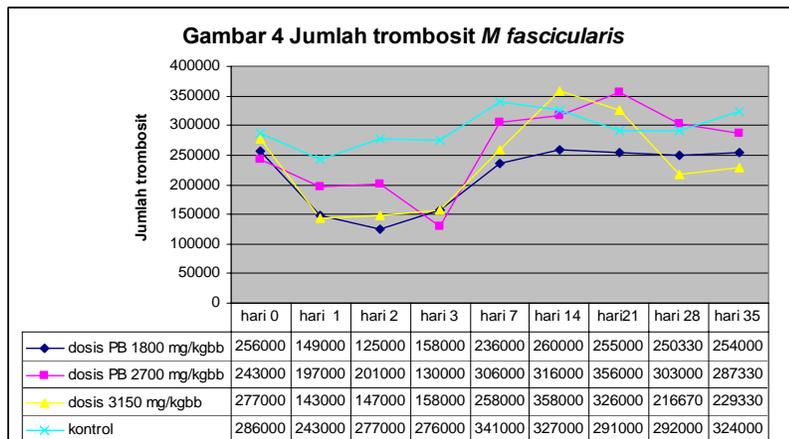
Hasil rerata hematokrit darah *Macaca fascicularis* (kera ekor panjang) diperlihatkan pada Gambar 2. Terlihat bahwa hasil rerata pada hari ke 0 - 7 tidak mengalami penurunan bila dibandingkan dengan kontrol (45%) untuk semua kelompok dosis dekontaminan. Persentase hematokrit masih dalam kisaran normal tetapi pada hari ke 7 sampai hari ke 35 pasca pemberian PB untuk kelompok pemberian PB dosis 3150 mg/bb memperlihatkan penurunan persentase hematokrit sebesar 25,8% dan meningkat pada hari ke 14 – 35 menjadi 31,1 %. Pemberian PB dosis 1800, 2700 dan 3150 mg/kgbb mengakibatkan penurunan persentase hematokrit. Penurunan ini terjadi sesaat dan sedikit demi sedikit mengalami peningkatan sampai hari ke 35 pasca pemberian PB.



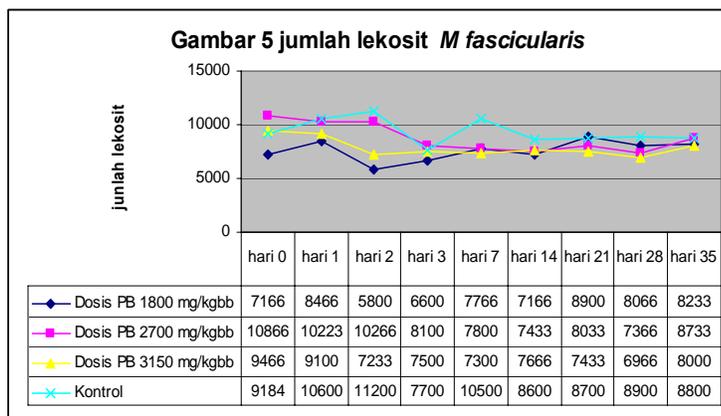
Jumlah rerata eritrosit *Macaca fascicularis* (kera ekor panjang) diperlihatkan pada Gambar 4. Bila dibandingkan dengan kontrol pada hari ke 0 – 35 terlihat dalam kisaran normal untuk semua kelompok pemberian PB dosis 1800, 2700 dan 3150 mg/kgbb dan mengalami penurunan pada hari ke 7 pasca pemberian PB kemudian meningkat kembali pada hari ke 21- 35 pasca pemberian PB. Untuk kelompok pemberian PB dosis 3150 mg/kgbb terlihat penurunan jumlah eritrosit mencapai  $4,2 \times 10^6/\text{mm}^3$  pada hari ke 14 sedikit meningkat menjadi  $5.5 \times 10^6/\text{mm}^3$ .



Jumlah rerata trombosit terlihat pada Gambar 4. Bila dibandingkan dengan kontrol seluruh kelompok pemberian PB dosis 1800, 2700 dan 3150 mg/kgbb pada umumnya memperlihatkan penurunan jumlah trombosit mulai hari ke 1 sampai hari ke 3 pasca pemberian PB. Penurunan jumlah trombosit pada hari ke 1 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. Anaemia biasanya disertai dengan penurunan jumlah trombosit (trombositopenia) dan terjadinya infeksi khususnya pada mulut, krongkongan 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].

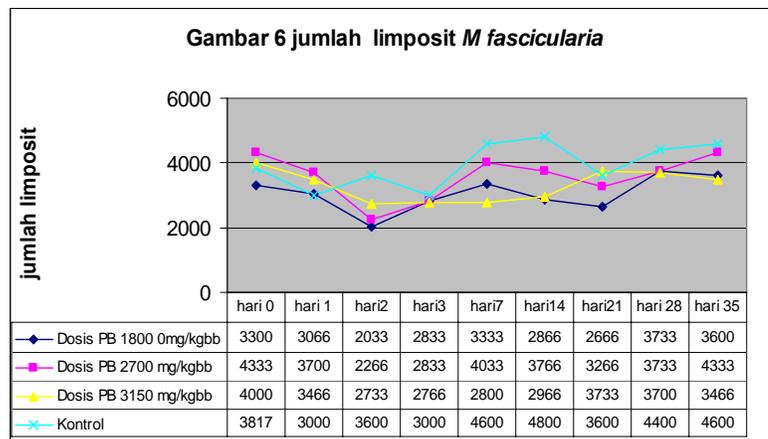


Jumlah rerata lekosit *Macaca fascicularis* (kera ekor panjang) tampak pada Gambar 5. Bila dibandingkan dengan kontrol pada hari ke 0 – 35 terlihat dalam kisaran normal untuk semua kelompok pemberian PB dosis ( 1800, 2700 dan 3150 mg/kgbb) dan mengalami penurunan pada hari ke 2 pasca pemberian PB kemudian meningkat kembali pada hari ke 35 pasca pemberian PB. Untuk kelompok pemberian PB dosis 3150 mg/kgbb 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 control 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.

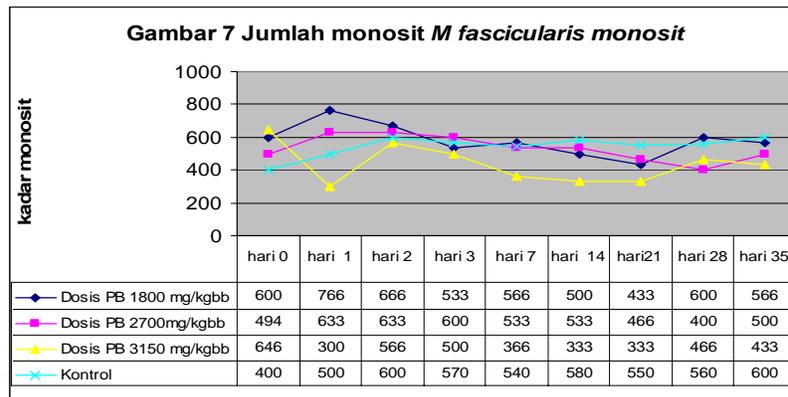


Gambar 6 menunjukkan jumlah rerata limfosit dari kelompok *Macaca fascicularis* (kera ekor panjang) yang diberi dekontaminan PB dosis 1800,2700 dan 3150 mg/kgbb. Bila dibandingkan dengan kontrol ( $3817/\text{mm}^3$  ) jumlah limfosit seluruh kelompok kera

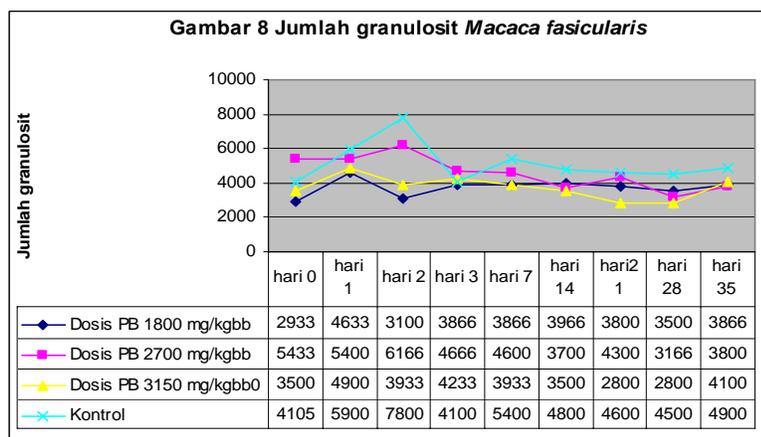
ekor panjang yang diberi PB dosis 1800,2700 dan 3150 mg/kgbb, menurun hingga dibawah nilai kontrol dan mulai hari ke 21 sampai hari ke 28 terjadi peningkatan sampai hari ke 35. Tampak pada Gambar 6 untuk kelompok pemberian PB dosis 2700mg/bb dan 3150 mg/bb bila dibandingkan dengan kontrol pada pengamatan hari ke 2 memperlihatkan penurunan jumlah limposit ( $2266/mm^3$  dan  $2766/mm^3$ ) sampai hari ke 21 ( $3766/mm^3$  dan  $3733/mm^3$ ) 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 7 memperlihatkan hasil rerata jumlah monosit seluruh kelompok kera ekor panjang yang diberi dekontaminan PB dosis 1800, 2700 dan 3150 mg/kgbb. Bila dibandingkan dengan kontrol memperlihatkan penurunan pada hari ke 7 – 21 kemudian meningkat kembali pada hari ke 28-35 pasca pemberian PB. Untuk kelompok dosis 3150 ( $365-466/mm^3$  penurunan jumlah monosit lebih rendah bila dibandingkan dengan kelompok 1800 dan 2700 ( $566 - 600$  dan  $533 - 400/mm^3$ ))



Gambar 8 memperlihatkan hasil pengukuran rerata jumlah granulosit nera 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 (1800, 2700 dan 3150mg/bb). Tetapi untuk kelompok pemberian PB dosis 3150mg/bb penurunan yang terjadi lebih rendah bila dibandingkan dengan kelompok 1800mg/bb dan 2700mg/bb. 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.[9] zat kimia yang masuk kedalam tubuh akan mengalami transformasi metabolik (biotransformasi) di dalam tubuh dan tempat terpenting misalnya organ hati, ginjal dan keracunan serta akan menjebabkan penurunan jumlah granulosit, trombosit dan lekosit.



#### IV. KESIMPULAN

Dari penelitian ini dapat disimpulkan bahwa pemberian dekontaminan PB dosis 1800mg/bb, 2700mg/bb dan 3150mg/kgbb tidak mempengaruhi hematologi darah kera ekor panjang sampai hari ke 35 pasca pemberian PB, tetapi kadar hemoglobin, eritrosit, hematokrit, trombosit, leukosit, limfosit dan granulosit sedikit lebih rendah daripada kontrol dan masih dalam batas-batas normal. Dekontaminan PB dosis 3150 mg/kgbb hanya mempengaruhi hematologi kera yang bersifat sementara. Perubahan terjadi pada hari ke 7 dan kembali normal dalam waktu 28 hari pasca pemberian. Dekontaminan PB hingga dosis 3150 mg/kgbb yang diberikan selama tiga hari berturut-turut bila dilihat dari sistem hematologi belum bersifat toksik pada hewan percobaan *Macaca fascicularis*.

#### V. 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., LUDIA ; The crystal structure of Prussian blue  $Fe[Fe(CN)_6]_3 \times H_2O$ , Inorg. Chem 16(11) 2704 – 2709, 1977.
3. IAEA. Health Effect and Medical Surveillance. Practical radiation Technical Manual. Vienna. IAEA. 1998.
4. ANONIMUS, Influence of Prussian Blue on Metabolism of Cs-137 and Rb-86 9n Rats, Health Physics, Pergamon Press, 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. 23. Pearce, J. Studies of any toxicological effects of Prussian blue in mammals - a review. 1994 Food Chem Toxicol 32(6): 577-582.

Tabel 2 rerata hasil pemeriksaan hematologi ( lekosit, limposit, monosit, granulosit )

Dosis PB	Hari ke	Lekosit (X10 <sup>2</sup> /mm <sup>3</sup> )	Limposit (X10 <sup>2</sup> /mm <sup>3</sup> )	Momosit (x/mm <sup>3</sup> )	Granulosit ((x/mm <sup>3</sup> ))
	0	7166 ± 1501	33 ± 346	600 ± 200	2933 ± 1404
Dosis 1800mg/kgbb	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
	0	10866 ± 2079	43 ± 450	260 ± 208	5433 ± 1965
Dosis 2700mg/kgbb	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
	0	9466 ± 814	40 ± 360	646 ± 185	3500 ± 1664
Dosis 3150mg/kgbb	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 ± 152	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

**Tanya - Jawab**

**1. Penanya : Kusdiana (PTKMR – BATAN)**

**Pertanyaan :**

- Apakah akibat racun/pemberian PB dapat menimbulkan anemia?

**Jawaban : Tur R (PTKMR - BATAN)**

- Hanya anemia yang sifatnya sementara.

**2. Penanya : Buchari (PTKMR – BATAN)**

**Pertanyaan :**

- Sistem hematologi jenis apa yang sangat terpengaruh akibat pemberian dekontaminan? dan berapa dosis PB yang mempengaruhinya. Apakah jumlah sel trombosit juga sangat berpengaruh terhadap pemberian dekontaminan PB? Apakah akibat racun/pemberian PB dapat menimbulkan anemia?

**Jawaban : Tur R (PTKMR - BATAN)**

- Terutama bentuk/jumlah sel limposit, monosit dan granulosit, dan dosis yang mempengaruhi sekitar 5.000 mg/bb diberikan secara oral dengan waktu 3 hari. Sel trombosit jumlahnya meningkat akibat pemberian PB dengan waktu tertentu.

## UJI KLINIS TOKSISITAS PRUSSIAN BLUE TERHADAP KOMPONEN HEMATOPOETIK

Iwiq Indrawati dan Masnelly Lubis  
PTKMR - BATAN

### ABSTRAK

UJI KLINIS TOKSISITAS PRUSSIAN BLUE TERHADAP KOMPONEN HEMATOPOITIK. Telah dilakukan uji klinis toksisitas Prussian Blue (PB) sebagai dekontaminan radionuklida Cs-137 berdasarkan pemeriksaan komponen hematopoetik. Sebanyak 9 ekor kera ekor panjang (*Macaca fascicularis*) dibagi dalam tiga kelompok masing-masing 3 ekor. Setiap kelompok diberi PB dengan konsentrasi 1000, 1250, dan 1500 mg/ml. Uji hematopoetik meliputi jumlah sel eritrosit, sel limfosit, sel trombosit dan kadar haemoglobin. Pengamatan komponen darah tersebut dilakukan pada hari ke 0, 7, 14, 21, 28, dan 35 setelah perlakuan PB. Hasil penelitian menunjukkan adanya penurunan jumlah eritrosit, sel limfosit, dan kadar HB, dan terjadi kenaikan jumlah trombosit. Penurunan komponen darah tersebut tidak berpengaruh pada tingkah laku kera dan hewan tetap dalam keadaan sehat. Oleh karena itu, pemberian PB dengan rentang konsentrasi 1000 – 1500 mg/ml tidak bersifat toksik terhadap kera ekor panjang.

### ABSTRACT

CLINICAL TEST OF PRUSSIAN BLUE TOXICITY TO HAEMOPOIETIC COMPONENTS. A study on clinical test of the toxicity of Prussian blue (PB) as decontaminant of radionuclide Cs-137 on haemopoietic component of *Macaca fascicularis* had been carried out. Nine *Macaca fascicularis* were grouped into three and each was administered with PB orally at doses of 1000, 1250, and 1500 mg/ml, respectively. Clinical test covered the number of erythrocyte, lymphocyte, thrombocyte, and haemoglobin which was observed on 0, 7, 14, 21, 28, and 35 days after PB treatment. The result showed that the number of erythrocyte, lymphocyte, hemoglobin were decreased whereas the number of thrombocyte were increased. There was no influence to behaviour of monkeys where all monkeys was in good health. Therefore, three doses of PB was not toxic to *Macaca fascicularis*.

### PENDAHULUAN

Dalam pemanfaatan teknologi nuklir untuk kesejahteraan manusia berpotensi menimbulkan risiko yang dapat merugikan. Salah satu risiko yang mungkin timbul adalah terlepasnya radionuklida ke lingkungan yang dapat masuk ke dalam tubuh manusia, seperti pada saat terjadi kedaruratan nuklir. Kontaminasi eksternal maupun internal yang terjadi pada manusia harus segera mendapat penanganan yang memadai mengingat risiko

kesehatan yang akan terjadi. Tingkat kerusakan yang ditimbulkan pada manusia antara lain bergantung pada sifat kimia radionuklida, dan pada daya ionisasi dari radiasi yang dipancarkan oleh radionuklida tersebut [1].

Efek radiasi akibat kontaminasi interna tidak hanya dipengaruhi oleh faktor fisik seperti jenis radionuklida, bentuk senyawa, waktu paro fisik dan jenis radiasi yang dipancarkan, tetapi juga oleh faktor biologik seperti organ sasaran, waktu paro biologik dan metabolisme radionuklida di dalam tubuh. Faktor-faktor tersebut saling berkaitan antara satu dengan yang lainnya [2]. Dengan demikian, langkah yang harus dilakukan untuk memperkecil risiko terhadap efek kesehatan yang akan timbul adalah dengan cara mengeluarkan radionuklida yang masuk ke dalam tubuh sesegera mungkin sebelum radionuklida tersebut masuk ke dalam sistem peredaran darah tubuh dengan menggunakan teknik dekontaminasi interna. Tujuan dari teknik dekontaminasi interna adalah untuk mengurangi penyerapan radionuklida dalam tubuh dengan cara meningkatkan ekskresi radionuklida baik melalui urin maupun feses. Langkah umum yang mudah dilaksanakan adalah pemberian obat pembuat muntah, pencahar atau pencuci perut. Selanjutnya perlu dilakukan beberapa langkah khusus yang harus disesuaikan dengan jenis radionuklida yang mengkontaminasi tubuh. Langkah khusus yang dimaksud diatas adalah teknik dekontaminasi interna. Tehnik dekontaminasi interna sangat spesifik terhadap jenis radionuklida kontaminan yang ditentukan oleh reaksi berdasarkan sifat isotop dan biokimia dari suatu radionuklida.

Proses dekontaminasi didasarkan pada reaksi pemblok, pengenceran dan pembentukan chelat. Senyawa pemblok (*blocking agent*) adalah isotop stabil radionuklida kontaminan sehingga penyerapan yang mungkin terjadi digantikan oleh agen pemblok radionuklida yang terserap. Sebagai contoh masuknya I-131 ke dalam tubuh dapat dikurangi penyerapannya oleh kelenjar tiroid dengan pemberian iodin stabil dalam bentuk tablet kalium iodat atau kalium yodida. Senyawa pengencer (*diluting agent*) digunakan untuk mengurangi kesempatan pengikatan radionuklida dalam sistem biologik. Pengenceran atau penggantian unsur nonradioaktif dengan nomor atom berbeda digunakan untuk kompetisi dengan radionuklida yang masuk seperti penggunaan stronsium stabil digunakan sebagai agen pengencer. Dekontaminan dari stronsium yang tersedia adalah dalam bentuk tablet seperti stronsium laktat atau bentuk larutan intravena stronsium glukonat. Fosfat dapat digunakan untuk menurunkan penyerapan radioaktif stronsium di dalam usus. Pemakaian melalui mulut dapat diberikan dalam bentuk anorganik seperti

natrium fosfat atau kaliumfosfat untuk bersaing dengan radiostronsium. Senyawa pembentuk chelat (*chelating agent*) dapat meningkatkan eliminasi logam dari tubuh dengan membentuk chelat, dengan cara menukarkan ion dari komponen organik yang kurang kuat ikatannya dengan ion anorganik membentuk senyawa cincin yang stabil. Sejumlah senyawa yang berfungsi sebagai *chelating agents* antara lain, EDTA sebagai chelat untuk Zi, Cu, Cd, Cr, Mn, dan Ni dan DTPA yang umumnya digunakan untuk mengurangi beberapa logam berat. Ca-DTPA yang lebih efektif dari pada Zn-DTPA untuk meminimalisir Pu-239, Cf-252 dan Am-241 dari tubuh tikus [3].

Menurut Nigrovic [3], untuk mengurangi penyerapan radionuklida pada dinding usus dapat digunakan DTPA, Prussian Blue, atau isotop stabil. Prussian Blue ferri ferrocyanida dapat mengikat Cs-137 dalam lumen saluran pencernaan, membentuk senyawa stabil dan menghentikan sirkulasinya di dalam tubuh dan meningkatkan ekskresinya melalui feses. Menurut Alatas, dkk [4] yang melakukan percobaan dengan tikus putih yang diberi Prussian Blue per oral segera setelah kontaminasi, menunjukkan bahwa senyawa ini mampu mengikat Cs-137 dalam saluran pencernaan dan memperbesar ekskresi Cs-137 melalui urin dan feses hingga 84,89 % sampai hari ke 14 pasca kontaminasi.

Menurut Frank, LC. bahwa suatu bahan kimia yang masuk ke dalam tubuh dapat menimbulkan efek buruk bagi kesehatan dan mungkin dapat menyebabkan kematian atau hanya menimbulkan perubahan biologik yang sangat kecil. Toksikant yang masuk ke dalam pencernaan akan diabsorpsi oleh saluran cerna dan selanjutnya masuk ke aliran darah untuk didistribusi dengan cepat ke seluruh tubuh dan akan dikeluarkan melalui jalur utama ekskresi yakni urin [5].

Uji laboratorium merupakan salah satu pengamatan dari penelitian uji toksisitas yang harus dilakukan pada hewan percobaan. Uji laboratorium yang umum diamati mencakup pemeriksaan hematologi dan uji laboratorium klinis. Uji hematologi yang telah dilakukan dalam penelitian ini mencakup hitung eritrosit, limfosit, trombosit dan kadar hemoglobin dalam darah. Sedangkan hasil pengamatan uji klinis yang telah dilakukan menunjukkan bahwa nilai dari uji klinis biokimiawi masih dalam batas normal [6] Dalam makalah ini akan disampaikan hasil pemeriksaan komponen hematopoetik akibat pemberian konsentrasi tinggi Prussian Blue pada kera ekor panjang.

## TATA KERJA

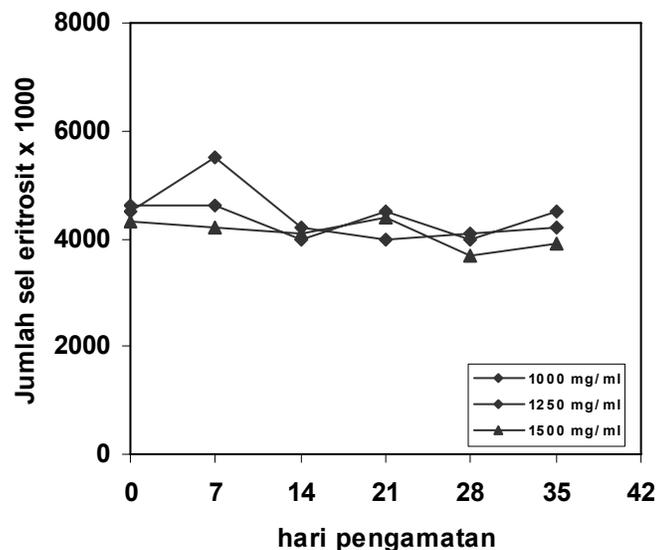
1. Sebanyak 9 ekor kera jantan (*Macaca fascicularis*) dewasa yang diperoleh dari Pusat Penelitian Primata, Institut Pertanian Bogor berumur 5 tahun dengan berat rerata 4 kg dibagi dalam 3 kelompok masing-masing 3 ekor.
2. Pada setiap kelompok diberi Prussian blue (PB) yang dilarutkan dalam aquabidest steril masing-masing dengan konsentrasi 1000 (kelompok A), 1250 (Kelompok B), dan 1500 (kelompok C) mg/ml peroral langsung ke dalam lambung menggunakan feeding tube (kateter).
3. Pengamatan komponen darah dilakukan pada hari ke 0, 7, 14, 21, 28, dan 35 hari pasca perlakuan PB.
4. Sebelum pengambilan sample darah, kera dibius dengan ketamin yang disuntik melalui vena femoralis dengan dosis 0,3 – 0,5 ml/ekor.
5. Sebanyak 3 ml darah yang diambil dengan menggunakan siring steril dimasukkan dalam botol kecil yang sudah berisi anti koagulan EDTA dan dikocok perlahan-lahan agar tidak menggumpal. Pada sampel darah tersebut dihitung jumlah komponen sel darah eritrosit, limfosit, trombosit dan kadar hemoglobin.
6. Penentuan jumlah sel eritrosit: sampel darah yang telah diberi koagulan EDTA diambil menggunakan pipet eritrosit sampai angka 0,5 kemudian ditambah reagen Hayem sampai angka 101 dan dikocok, kemudian dihitung menggunakan hemositometer Neubauer dibawah mikroskop dengan pembesaran 100 kali.
7. Penentuan jumlah sel limfosit: sample darah yang sudah diberi koagulan EDTA diambil menggunakan pipet lekosit sampai angka 0,5 kemudian ditambah reagen Na Asetat 1 % sampai angka 101 dan dikocok, kemudian dihitung menggunakan hemositometer Neubauer di bawah mikroskop dengan pembesaran 100 kali.
8. Penentuan jumlah sel trombosit: sampel darah yang sudah diberi koagulan EDTA diambil menggunakan pipet lekosit sampai angka 0,5 kemudian ditambah dengan reagen reesecker sampai angka 101 dan dikocok, kemudian dihitung dengan menggunakan hemositometer Neubauer dibawah mikroskop dengan pembesaran 100 kali.
9. Penentuan kadar hemoglobin: lima millimeter larutan sianida dicampur dengan 20  $\mu$ l darah dan dibiarkan selama 3 menit. Baca serapan (S) larutan HiCN yang terjadi dengan spektrofotometer pada panjang gelombang 540 nm. Kadar hemoglobin

dapat dihitung menggunakan faktor (F) maka kadar hemoglobin adalah perkalian S dan F.

## HASIL DAN PEMBAHASAN

### a). Jumlah sel eritrosit (Gambar 1)

Jumlah rerata sel eritrosit pada hari ke 0 adalah  $4,5 \times 10^6 / \text{mm}^3$ . Pada umumnya jumlah sel eritrosit masih dalam kisaran normal (pada kelompok A dan B) dari hari ke 7 setelah pemberian PB sampai hari ke 35, kecuali pada keracunan kelompok C (konsentrasi PB 1500 mg/ml) yang memperlihatkan penurunan jumlah eritrosit sampai  $3,7 \times 10^6 / \text{mm}^3$  pada hari ke 28 sedikit meningkat menjadi  $3,9 \times 10^6 / \text{mm}^3$  dan tetap dibawah nilai normal pada hari ke 35



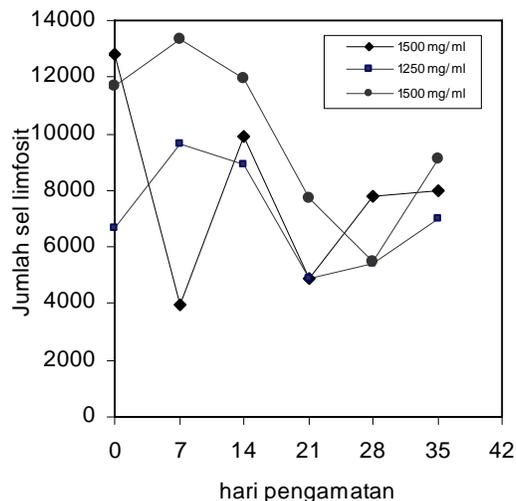
Gambar 1. Jumlah rerata sel eritrosit pada *M. fascicularis* yang diberi Prussian Blue dengan konsentrasi yang berbeda

Pemberian PB 1500 mg/ml mengakibatkan penurunan jumlah eritrosit. Penurunan ini terjadi mungkin karena banyaknya sel limfosit yang hancur di dalam pembuluh darah atau karena pemberian PB dua kali lipat dari konsentrasi yang diizinkan (25mg/ml untuk setiap ekor tikus). Hal ini didukung oleh hasil uji klinis biokimiawi meliputi kadar SGPT dan SGOT yang nilainya cenderung menurun dari normal dimana nilai SGPT menjadi

40 IU/ l dan nilai SGOT menjadi 13,67 IU/ l sampai hari ke 35, kalau nilai SGPT dan SGOT naik kemungkinan terjadi kerusakan pada sel hati.

b). Jumlah sel limfosit (Gambar 2)

Dari Gambar 2 terlihat bahwa pengamatan jumlah rerata sel limfosit dari kelompok hewan sebelum diberi PB pada hari ke 0 (kontrol) memperlihatkan nilai normal 12224 / mm<sup>3</sup>. Pada kera yang diberi PB konsentrasi 1000 mg/ml dan 1250 mg/ml jumlah sel limfosit menurun hingga dibawah nilai kontrol mulai hari ke 7 sampai hari ke 21 (kelompok A dan B) dan mulai terjadi peningkatan pada hari ke 28 sampai hari ke 35 meskipun jumlahnya masih di bawah nilai normal.



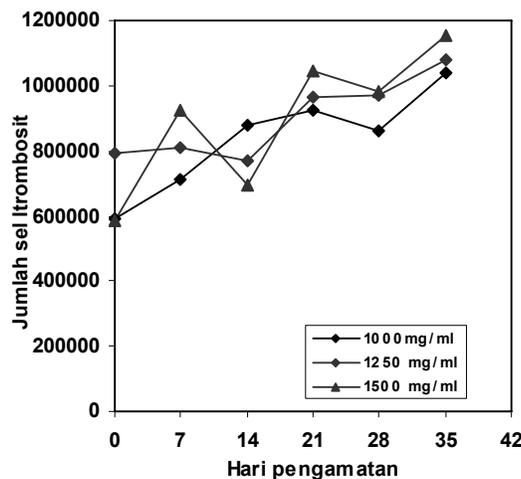
Gambar 2. Jumlah rerata sel limfosit pada *M. fascicularis* yang diberi Prussian Blue dengan konsentrasi yang berbeda.

Kera yang diberi PB 1500 mg/ml, pada pengamatan hari ke 7 memperlihatkan peningkatan jumlah sel limfosit, kemudian menurun kembali pada hari ke 14 sampai hari ke 28 dimana jumlah selnya hanya 5450 / mm<sup>3</sup>. Pada hari ke 35 meningkat dengan tajam menjadi 9113/ mm<sup>3</sup> meskipun jumlahnya tetap di bawah nilai normal umumnya pada semua perlakuan A,B, dan C, jumlah sel limfosit sampai hari ke 35 belum kembali ke nilai normal seperti pada hari ke 0 (kontrol) tetapi tanda-tanda akan membaik jelas terlihat. Menurunnya jumlah sel limfosit kemungkinan disebabkan karena PB meracuni dan mematikan sel limfosit sehingga jumlahnya terus menurun sampai hari ke 21.

Efek PB secara perlahan-lahan hilang dimana hal ini ditunjukkan oleh meningkatnya jumlah sel limfosit pada hari ke 28 yang terus berlanjut sampai hari ke 35 dan mungkin bila diamati terus akan kembali nilainya ke jumlah normal.

c). Jumlah sel trombosit (Gambar 3)

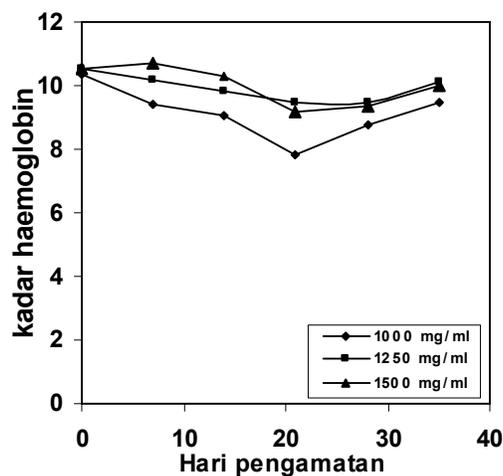
Jumlah rerata sel trombosit pada kontrol dari ketiga perlakuan adalah 654.600/ mm<sup>3</sup> dan nilai ini masih berada diatas nilai normal ( 300.000 - 440.000/ mm<sup>3</sup> ). Seluruh kelompok hewan yang diberi PB dengan berbagai dosis pada umumnya memperlihatkan kenaikan jumlah trombosit mulai hari ke 7 sampai hari ke 35. Tingginya jumlah sel trombosit dapat terjadi pada manusia terutama jika nilai agregat trombosit meningkat. Colan (1982) menyatakan bahwa tingginya jumlah trombosit berkaitan dengan adanya ketegangan jiwa ( “stress”) yang lama pada mamalia [7]. Ketegangan jiwa ini mungkin dialami juga oleh kera karena ditempatkan didalam kandang yang luasnya terbatas sehingga ruang geraknya sempit dan menyebabkan hewan tertekan. Masuknya bahan kimia seperti heparin, antibiotika juga dapat menyebabkan trombosit naik.



Gambar 3. Jumlah rerata sel trombosit pada *M. fascicularis* yang diberi Prussian blue dengan konsentrasi yang berbeda.

d). Kadar Haemoglobin (Gambar 4).

Kadar haemoglobin kera ekor panjang yang diberi Prussian blue dengan konsentrasi yang berbeda ditunjukkan pada Gambar 4. Kadar Hb rerata hari ke 0 adalah 10,34 g/100 ml, dimana nilai normal Hb kera ini antara 10,0 – 14,5 g/100ml. Pada perlakuan A dan B hari ke 7 sampai hari ke 28 kadarnya menurun dan mulai hari ke 35 naik kembali tetapi nilainya belum kembali normal. Sedangkan pada perlakuan C pada hari ke 7 kadarnya sedikit naik kemudian pada hari ke 14 sampai hari ke 35 turun kembali dengan kadar masih dibawah nilai hari ke 0 (kontrol). Penurunan haemoglobin ini selaras berarti tingkat penurunan sel eritrosit karena lisis akibat Prussian Blue yang diberikan berlebih dengan jumlah penurunan sel eritrosit dimana pada hari ke 35 jumlahnya masih dibawah normal.



Gambar 4. Kadar rerata haemoglobin pada *M. fascicularis* yang diberi Prussian Blue dengan konsentrasi yang berbeda.

Hasil pengamatan pada komponen haematopoetik kera ekor panjang yang diberi Prussian Blue meskipun terjadi penurunan jumlah sel eritrosit, sel limfosit dan Kadar Hb namun bila dilihat dari tingkah laku hewan selama pengamatan tidak memperlihatkan penurunan aktifitas hewan tersebut. Keadaan ini sesuai dengan pernyataan yang dikemukakan oleh PEARCE (1994) dalam penelitiannya pada kecelakaan reaktor Chernobyl bahwa PB tidak mempengaruhi pada kesehatan hewan maupun hasil produksinya dan PB tidak bersifat racun terhadap manusia baik digunakan dalam penelitian maupun untuk pengobatan [8].

## KESIMPULAN

Pemberian prussian Blue konsentrasi tinggi pada kera ekor panjang menyebabkan penurunan jumlah sel eritrosit, sel limfosit dan kadar haemoglobin sampai hari ke 35, sedangkan jumlah trombosit mengalami kenaikan. Tidak ada gangguan kesehatan yang berarti yang ditemukan pada kera. Berdasarkan hitung sel hematopoetik, pemberian Prussian blue dengan konsentrasi tinggi (sampai 1500 mg/ ml) sebagai dekontaminan radionuklida Cs-137 tidak menimbulkan efek toksisitas pada komponen sel darah kera ekor panjang, hal ini ditunjang oleh pengamatan secara fisik hewan seperti denyut nadi, ukuran organ, suhu tubuh, dan tingkah laku dalam keadaan normal, kecuali adanya penurunan sel haemotopoetik di luar sel trombosit.

## UCAPAN TERIMA KASIH.

Ucapan terima kasih disampaikan kepada semua pihak yang telah membantu dalam penelitian ini.

## DAFTAR PUSTAKA

1. SWINDON, T.N., *Manual on medical management of individuals involved in radiation accidents*, Australian Radiation Laboratory, Victoria, 1991, 41 – 53.
2. ICRP PUB 30, *Limit for intakes of radionuclides by radiation workers*, vol. 2, Pergamon Press, Oxford, 1979.
3. NCRP Report no. 65, *Management of persons accidentally contaminated with radionuclides*, National Council on Radiation Protection and Measurement, Bethesda, Maryland, 1979, hal 23-24, 77-78.
4. ALATAS, Z., SYAIFUDIN, M. dan NURHAYATI, S. *Efektivitas Prussian Blue untuk dekontaminasi cesium-137 pada tubuh tikus putih*, Prosiding Presentasi Ilmiah Keselamatan Radiasi dan Lingkungan, Jakarta 20 – 21 Agustus 1996, 210-218.
5. LU, FRANK, C., *Toksikologi Dasar*, Penerbit Universitas Indonesia, 1995, hal. 96.
6. RAHARDJO, T dan INDRAWATI, I. *Pemeriksaan Kimia darah sebagai uji klinis toksisitas Prussian Blue*, Prosiding Seminar Pranata Nuklir dan Litkayasa I, Jakarta 29 juni 1998, hal. 82-87.

7. COLAN, R. W. *The role of platelet aggregation in the genesis of ischaemia*, Ann. New York Ac. Sci. (1982), hal. 190 -200.
8. PEARCE, J. *Studies of any toxicological effect of Prussian Blue compounds in mammals- a rivew*, in : Food chemical Toxicology, (1994), June 32:6 577-582.

**ENTRANCE DOSE PASIEN RADIOGRAFI PELVIS**

Helfi Yuliati, Suyati dan Dyah Dwi Kusumawati.  
PTKMR – BATAN

**ABSTRAK**

*ENTRANCE SURFACE DOSE PASIEN RADIOGRAFI PELVIS.* Karena tidak adanya batas dosis radiasi yang diterima oleh pasien radiodiagnostik, maka penting untuk dilakukan pengukuran *entrance dose* pasien radiografi pelvis untuk mengetahui dosis yang diterima pasien yang menjalani pemeriksaan tersebut. Pengukuran *entrance dose* dilakukan menggunakan TLD-100 sebagai dosimeter. Pada penelitian ini diamati penggunaan tegangan puncak (kVp), intensitas keluaran pesawat sinar-X (mA) dan waktu penyinaran (t), serta data pasien yang meliputi berat badan dan ketebalan tubuh. Penelitian dilakukan pada pasien dengan teknik foto Anterior – Posterior. Diperoleh rerata *entrance dose* untuk teknik foto AP sebesar 3,646 mGy.

Kata kunci : *entrance dose*, pelvis, Anterior – Posterior, TLD-100.

**ABSTRACT**

*ENTRANCE DOSE OF LUMBOSACRAL RADIOGRAPHY PATIENT.* Due to the absence of limit of acceptance radiation dose by radiodiagnostic patient, so it is important to measure *entrance dose* of pelvis radiography patient. The measurement has been done using TLD-100 as dosimeter. On these research, it has been observed the usage of peak voltage (kVp), current intensity of x-ray machine (mA) and exposure time (t). The patient data has also been carried out and consisted of body weight and thickness. Research has been done on the patient using Anterior – Posterior photo technique. Result found that the average *entrance dose* of AP technique is 3,646 mGy.

Key words : *entrance dose*, pelvis, Anterior – Posterior, TLD-100.

---

**I. PENDAHULUAN**

Pemanfaatan teknologi nuklir dalam bidang kedokteran saat ini memegang peranan penting baik dalam bidang radiodiagnostik, radioterapi maupun kedokteran nuklir. Penggunaannya dari waktu ke waktu mengalami peningkatan yang cukup signifikan. Ini terbukti telah ada pelayanan radiodiagnostik di puskesmas tingkat kecamatan dan pada klinik-klinik kecil. Dengan memanfaatkan radiodiagnostik, berbagai jenis pemeriksaan dapat dilakukan seperti pengambilan foto rongga dada, rongga perut, rongga pinggul, kaki, tangan, kepala, maupun gigi [1,2].

Setiap sumber radiasi memiliki potensi bahaya baik bagi pekerja radiasi, pasien dan masyarakat sekitarnya. Beberapa efek merugikan apabila menerima radiasi yang berlebihan dapat muncul pada tubuh manusia apabila terkena paparan radiasi. Efek merugikan akibat terpapar radiasi yang dapat timbul seperti kerontokan rambut, kerusakan kulit dan terganggunya organ reproduksi. Penggunaan fasilitas radiodiagnostik sangat membantu dokter dalam mendiagnosa penyakit yang diderita pasien. Untuk diagnostik konvensional, dosis yang diterima pasien relatif rendah, namun pada pemanfaatannya hendaklah memperhatikan perlindungan pasien terhadap bahaya radiasi. Sehingga manfaat radiasi lebih besar dibandingkan dengan risikonya [3,4].

Berdasarkan rekomendasi ICRP No. 60 tahun 1990 Badan Tenaga Atom Internasional (IAEA) dalam International Basic Safety Standard, Safety Series IAEA No. 115 tahun 1996, menyatakan bahwa batas dosis untuk pemeriksaan pasien yang menjalani pemeriksaan radiografi foto Pelvis nilai batas dosis yang direkomendasikan untuk teknik Anterior-Posterior sebesar 10 mGy. Untuk mengetahui dosis radiasi yang diterima pasien saat menjalani pemeriksaan radiografi foto Pelvis, maka dilakukan penelitian terhadap pasien foto Pelvis dengan TLD-100 sebagai dosimeter. Hasil yang diperoleh dibandingkan dengan nilai batas dosis yang direkomendasikan pada BSS-115 dan beberapa Negara yang meliputi ; Malaysia, China, India, dan Pakistan.[5,6]

Pada penelitian ini dilakukan pengukuran penerimaan *entrance dose* pada pasien yang menjalani pemeriksaan foto Pelvis dengan teknik Anterior - Posterior di Rumah Sakit milik pemerintah di Jakarta.

## II. TATA KERJA

### II. 1. Preparasi TLD

TLD-100 dipilih yang telah diketahui faktor kalibrasinya dan mempunyai keseragaman tanggapan yang sama. Dosimeter tersebut sebelumnya dibersihkan cara *annealing* pada suhu 400<sup>0</sup>C selama satu jam menggunakan *furnace*, kemudian dilanjutkan dengan pemanasan 200<sup>0</sup>C selama dua jam menggunakan *oven*. Setelah mencapai suhu kamar dilakukan pengemasan dengan cara membungkus TLD menggunakan plastik dan kertas yang diberi nomor serta sellotip sebagai perekat. Masing - masing kemasan terdiri dari tiga buah TLD-100 yang telah siap untuk digunakan.

## II. 2. Pendataan pasien dan kondisi penyinaran

Sesaat sebelum dilakukan pengambilan foto pada pasien TLD-100 yang telah dikemas ditempelkan di kulit pasien pada pusat lapangan penyinaran. Pendataan kondisi pada saat penyinaran pasien meliputi : umur, jenis kelamin, berat badan, tebal tubuh pasien, jenis pemeriksaan, penggunaan tegangan dan arus tabung kV, mA, waktu penyinaran t (detik) dan nomor TLD yang digunakan.

## II. 3. Pengukuran terimaan dosis radiasi

Setelah satu hari penyinaran dilakukan pembacaan tanggapan TLD yang menyimpan informasi dosis pasien, menggunakan TL-Reader Harshaw 2000AB. Pembacaan intensitas TL dilakukan sebanyak dua kali untuk setiap chip TLD-100 yang digunakan. Bacaan pertama merupakan bacaan intensitas TL total, sedangkan bacaan kedua merupakan bacaan intensitas latar. Intensitas TL bersih merupakan hasil pengurangan intensitas total terhadap intensitas latar. Dosis radiasi akumulasi (D) dari beberapa kali penyinaran yang diterima TLD selama proses pemantauan dapat dihitung melalui perkalian antara intensitas TL bersih dengan faktor kalibrasi (FK) TLD terhadap sinar-X. Faktor kalibrasi TLD didefinisikan sebagai satu per kepekaan ( $FK=1/S$ ) dengan satuan mGy/nC. Selanjutnya dosis ini disebut *Entrance Surface Dose (ESD)* yang merupakan terimaan dosis permukaan.

## III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Data hasil pengukuran dosis radiasi yang diterima pasien dengan berat badan antara 56-75 kg yang menjalani pemeriksaan foto pelvis dengan teknik penyinaran Anterior - Posterior (AP) menggunakan pesawat sinar-X Tropie. Model N660HV ditampilkan pada Tabel 1.

Tabel 1. Data terimaan ESD pasien pada pemeriksaan foto Pelvis teknik Anterior-Posterior

No.	Umur (tahun)	Jenis (L/P)	Berat (kg)	kVp	mAs	FFD	Tebal (cm)	ESD (mGy)
1.	78	L	69	94	32	135	23	3.781
2.	38	L	60	71	25	135	26	3.769
3.	62	L	75	80	35	135	32	3.596
4.	33	L	60	66	12	135	16	2.350
5.	62	L	75	76	30	135	30	3.627
6.	44	P	61	88	25	135	25	4.787
7.	29	P	60	77	26	135	22	4.162
8.	54	P	70	72	20	135	28	2.859
9.	54	P	70	75	20	135	27	4.011
10.	35	P	56	80	30	135	17	3.513
Rerata			65,6	77,9	25,5	135	24,6	3,646

Berdasarkan hasil pada Tabel 1, pemeriksaan dilakukan terhadap 10 pasien dengan rerata berat badan 65,6 kg dan rerata tebal tubuh 24,6 cm. Kondisi penyinaran antara 66 kV – 94 kV dengan rerata 77,9 kV, dan perkalian arus – waktu 12 - 32 m.A.s. dengan rerata 25,5 m.As. Terimaan ESD bervariasi antara 2,350 mGy – 4,787 mGy, dengan rerata 3,646 mGy.

Berdasarkan panduan dalam *International Basic Safety Standard, Safety Series IAEA No. 115* tahun 1996, menyatakan bahwa batas dosis untuk pemeriksaan pasien yang menjalani pemeriksaan radiografi foto Pelvis nilai batas dosis yang direkomendasikan untuk teknik Anterior-Posterior sebesar 10 mGy. Ditinjau dari hasil yang diperoleh terimaan dosis pada pemeriksaan yang telah dilakukan masih di bawah batasan terimaan dosis yang diperkenankan..

Sebagai perbandingan disajikan data hasil pengukuran dosis radiasi yang diterima pasien yang menjalani pemeriksaan foto Pelvis dengan teknik penyinaran Anterior – Posterior di beberapa negara di Asia, yaitu Malaysia, China, India, dan Pakistan seperti ditampilkan pada Tabel 2.

Tabel 2. Data terimaan ESD pasien pada pemeriksaan foto Pelvis di Malaysia, China, India, Pakistan, dan Indonesia.

No	Negara	ESD( mGy)
1	Malaysia	11,9
2	China	6,6
3	India	9,9
4	Pakistan	7,8
5	Indonesia	3,6

Mengingat pada daerah pelvis terdapat organ reproduksi, maka perlu pengaturan kondisi penyinaran sehingga pasien menerima dosis yang rendah tanpa mengurangi kualitas citra yang dihasilkan. Karena pada organ reproduksi berpotensi terjadi efek stokastik yang berpeluang menimbulkan kerusakan pada sel. Perencanaan yang baik akan menghindari terjadinya penerimaan dosis yang tidak diperlukan oleh pasien, baik yang disebabkan oleh faktor pasien maupun pengaturan kondisi penyinaran yang tidak sesuai sehingga mengakibatkan terjadinya pengulangan penyinaran.

Pengukuran terimaan dosis pasien ini sebaiknya dilakukan secara berkala minimal satu kali dalam setahun atau apabila terjadi perbaikan secara mekanik pada pesawat sinar-X yang digunakan. Hal ini bertujuan untuk melindungi pasien dari penerimaan dosis radiasi yang tidak diperlukan.

#### IV. KESIMPULAN

ESD rerata pada pemeriksaan Pelvis teknik Anterior-Posterior sebesar 3,646 mGy. Pada daerah Pelvis terdapat organ reproduksi, maka perlu pengaturan kondisi penyinaran sehingga pasien menerima dosis yang rendah tanpa mengurangi kualitas citra yang dihasilkan. Perencanaan yang baik akan menghindari terjadinya terimaan dosis yang tidak diperlukan oleh pasien. Data ini dapat digunakan sebagai bahan informasi terimaan dosis pada pemeriksaan foto Pelvis

#### DAFTAR PUSTAKA

1. YULIATI, H. dan AKHADI, M., Optimisasi Proteksi dalam Pemeriksaan Foto Thorax, Prosiding PPI Litdas Iptek Nuklir, P3TM-BATAN, Yogyakarta, 7-8 Agustus 2001, Hal. 22-26.
2. SUSWORO, R., SUBKHI, MIR. dan NASUKHA, Perkembangan dan Aplikasi Teknologi Akselerator untuk Radioterapi, Prosiding Presentasi Ilmiah Keselamatan

Radiasi dan Lingkungan V, P3KRBiN-BATAN, Jakarta, 26-27 Agustus 1997, Hal. 26-27

3. NASUKHA, Peningkatan Kualitas Diagnosis pada Radiologi Sinar-X Konvensional, Jurnal Kedokteran dan Farmasi, MEDIKA, No. 9 Tahun keXXX, September 2003, Hal. 612-614
4. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, ICRP Publication No. 60, Pergamon Press, New York (1990).
5. Safety Series 115 “International Basic Safety Standards For Protection Against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources”, IAEA, Vienna, 1996
6. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Health Surveillance of Persons Occupationally exposed to Ionizing Radiation Guidance for occupational Physicians, Safety Reports Series No. 5, IAEA, Vienna (1998).

## PENGUKURAN KADAR PETANDA TUMOR CA125 DENGAN TEKNIK IRMA PADA PASIEN TERDUGA KANKER OVARIUM

Kristina Dwi Purwanti, Susyati, Sri Insani W W dan Nurul Hayati  
PTKMR - BATAN

### ABSTRAK

PENGUKURAN KADAR PETANDA TUMOR CA125 DENGAN TEKNIK IRMA PADA PASIEN TERDUGA KANKER OVARIUM. Kanker ovarium mendapat julukan *The Silent Lady Killer* karena menjadi penyebab kematian tertinggi wanita, julukan itu juga menyiratkan sifat kanker ovarium yang sulit dideteksi ketika stadium dini. Kanker Antigen 125 (CA125) adalah sejenis glikoprotein yang bersifat antigenik sehingga dapat bereaksi dengan monoklonal antigen. CA125 merupakan tumor marker yang dapat digunakan secara klinik untuk memonitor pasien yang mempunyai penyakit kanker ovarium. Telah dilakukan pemeriksaan petanda tumor CA125 dengan teknik Immunoradiometric Assay (IRMA) pada 33 pasien terduga Kanker Ovarium. Data Histopatologi (Patologi Anatomi hasil biopsi) sebagai data penunjang diagnosa dilampirkan untuk menentukan keganasan maupun kelainan yang disebabkan ovarium atau kelainan lain. Kadar CA125 Normal dalam darah < 35 U/ml. Diperoleh kadar petanda tumor CA125 yang meningkat pada 5 pasien dengan kanker ovarium, 5 pasien dengan kadar CA125 yang meningkat menunjukkan karsinoma jenis lain yang bukan kanker ovarium, 2 pasien dengan hasil CA125 meningkat, hasil PA tidak tampak ganas, 13 pasien kadar CA125 normal dan hasil PA tidak tampak tanda ganas. Pemeriksaan kadar CA125 dengan Teknik IRMA diharapkan menjadi pemeriksaan rutin untuk deteksi petanda tumor.

Kata Kunci : Kanker Antigen 125, Histopatologi, Immunoradiometric Assay

### ABSTRAC

CA125 TUMOR MARKER MEASUREMENT BY IMMUNO RADIOMETRIC ASSAY TECHNIQUE ON OVARIUM CANCER PATIENT. Ovarium cancer oftenly called as "The Dilent Lady Killer" due to its high incidence rate of death among the women. Ovarium cancer is one of the most difficult cancer to be diagnosed in the early stage. CA125 is a glycoprotein molecule which has antigenic specificity which reacted with monoclonal antigen. It has capacity to monitor the progress of the clinical ovarium cancer. It has been done, the clinical trial of CA125 examination on 33 ovarium cancer patients. The diagnose for ovarium cancer were confirmed by Histopatology test. The normal range of CA125 is < 35 U/ml. On the trial it was revealed that 5 patients has increased of CA125, 5 other patients has increased of CA125 without any ovarium cancer. There were 2 patients with increased CA125 with negative on the histopatology, and 13 patients with normal resut on booth CA125 and histopatology. IRMA technique for examination CA125 tumor marker hopefully will be for detected rutinly.

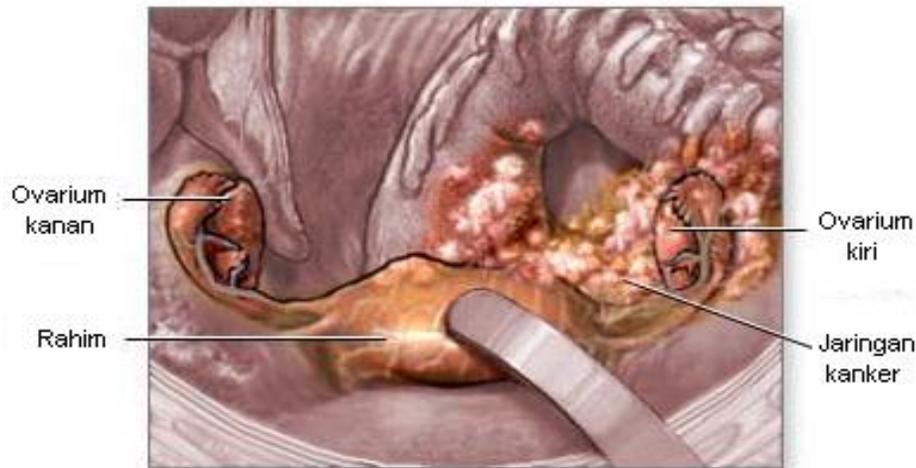
Key words : Cancer Antigen 125, Histopatology, Immunoradiometric Assay

## I. PENDAHULUAN

Kanker ovarium mendapat julukan *The Silent Lady Killer* karena menjadi penyebab kematian tertinggi pada wanita, karena sifat kanker ovarium yang sulit dideteksi ketika stadium dini [1]. Di Amerika Serikat pada tahun 2001 diperkirakan jumlah penderita kanker ovarium sebanyak 23.400 orang yang diperkirakan meninggal sebanyak 13.900 orang. Angka kejadian penyakit ini di Indonesia belum diketahui dengan pasti karena pencatatan dan pelaporan penyakit yang kurang baik. Sebagai gambaran di Rumah Sakit Kanker Dharmais ditemukan 30 penderita setiap tahun [2]. Kanker ovarium erat hubungannya dengan wanita yang mempunyai tingkat kesuburan yang rendah, studi epidemiologi menyatakan beberapa faktor resiko yang penting sebagai penyebab kanker ovarium adalah wanita yang pertama kali melahirkan pada usia > 35 tahun dan wanita yang mempunyai keluarga dengan riwayat kanker ovarium, kanker payudara atau kanker kolon. Wanita dengan riwayat kehamilan pertama pada penggunaan pil kontrasepsi dan menyusui akan menurunkan kanker ovarium sebanyak 30 – 60 % [2].

Petanda tumor Kanker Antigen 125 (CA125) adalah glikoprotein dengan berat molekul tinggi (> 200 kDA) dimana 24 % berupa karbohidrat, bersifat antigenik sehingga dapat bereaksi dengan monoklonal antibodi. Petanda CA125 merupakan tumor marker yang dapat digunakan secara klinik untuk menunjang diagnosis, penilaian CA125 saat terapi dan *follow-up* penderita kanker ovarium pasca kemoterapi yang mempunyai resiko tinggi untuk kekambuhan. CA125 juga dilaporkan meningkat pada kasus kanker bukan ovarium seperti endometrium, pancreas, paru, payudara dan gastrointestinal. CA125 dapat terlacak dalam darah penderita kanker ovarium karena antigen glikoprotein yang berada dari kanker ovarium jenis epitel dan terlepas mengikuti aliran darah yang dapat dideteksi dengan pemeriksaan immunologic [3].

Kadar CA125 juga dapat meningkat pada fase folikular dari siklus menstruasi, pada kehamilan dan pada keadaan seperti sirosis, hepatitis, endometriasis dan pericarditis. Oleh karena itu kadar CA125 saja tidak dapat dijadikan patokan dalam diagnosis kanker ovarium [3]. Pada kondisi normal CA125 dapat ditemukan didalam cairan amnion sebagai derivat jaringan epitel “fetal coelomik” dan ditemukan pula pada wanita dewasa seperti jaringan epitel tuba falopi; endometrium, endocervix plura dan rongga perut. Peningkatan CA125 didalam darah sangat berhubungan dengan perkembangan kanker ovarium. (Gambar 1.) Kandungan CA125 didalam serum darah pasien normal adalah > 35 U/ml [4].

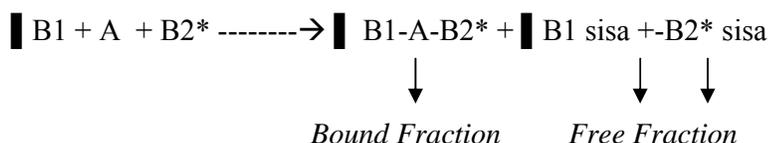


Gambar 1. Anatomi ovarium

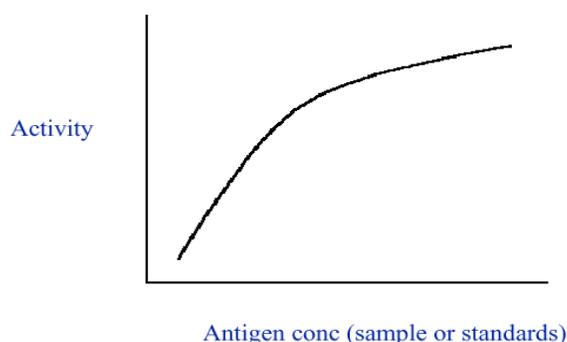
Bidang Teknik Nuklir Kedokteran PTKMR – BATAN bekerjasama Bagian Kebidanan dan Kandungan Rumah Sakit Umum Pusat Fatmawati dan bagian Patologi Anatomi Rumah Sakit Umum Pusat Fatmawati, melakukan pemeriksaan petanda tumor CA125 dengan Teknik Immunoradiometric Assay (IRMA) pada pasien terduga kanker ovarium. Diperkenalkannya teknik IRMA pada penentuan kadar petanda tumor CA125 ini karena spesifik (menggunakan monoklonal antibodi), sensitivitas dan ketelitian teknik pemeriksaan yang tinggi. Dilakukan penambahan data Histopatolgi sebagai penunjang diagnosa pada pasien (PA hasil biopsi pasca operasi) sehingga dapat disimpulkan kelainan-kelainan yang ditimbulkan akibat ovarium atau kelainan lain yang mengakibatkan peningkatan kadar CA125 dalam darah. Diharapkan penggunaan Teknik IRMA dapat digunakan secara rutin untuk penentuan kadar petanda tumor CA 125.

## II. TEORI

Prinsip dasar Teknik IRMA adalah reaksi imunologik antara Antigen (A) dengan Antibodi spesifiknya (B) membentuk kompleks (AB), menggunakan sejumlah berlebih antibody. Dalam IRMA dikenal teknik dua sisi atau *sandwich* yang sekarang banyak digunakan dan digunakan dua macam antibodi yaitu antibodi tidak pertanda B1 yang diabsorpsikan pada fasa padat misalnya permukaan dalam dinding tabung polipropilen (coated tube) dan antibody bertanda B2\*, keduanya dalam jumlah yang berlebih. Kedua antibodi tersebut akan berikatan dengan antigen yang sama tapi pada sisi yang berbeda.



Fraksi “ *Bound*” dipisahkan dengan fraksi “*Free*” dengan cara dekantasi, selanjutnya dilakukan pengukuran radioaktivitas fraksi “*Bound*”. Hubungan antara radioaktivitas fraksi “*Bound*” dengan konsentrasi A dalam larutan standar digambarkan dalam kurva standar Kadar A dalam sampel (yang ingin diketahui), dapat dibaca dari kurva (Gambar 2.) .[5 ]



Gambar 2. Kurva standar IRMA (Lin-Lin)

**III. TATA KERJA**

Kit CA125 terdiri dari CA125 standard ( A s/d F) dengan konsentrasi Standar A = 0 (Non Spesifik Binding), B=13, C=38, D=95, E=220, F=440, <sup>125</sup> I-CA125 monoklonal antibody, Monoclonal anti-CA125 antibody coated tube, Larutan Pencuci. Semua larutan disimpan pada temperature 2 – 8 °C.

Dilakukan penentuan secara duplo pada masing-masing Standard (A s/d F) Sampel dan Kontrol. Sebelum dilakukan penentuan, larutan dibiarkan pada temperatur kamar. Dimasukkan 100 ul standar A s/d F pada tabung standar A s/d F 100 ul pada sampel, 100 ul kontrol, ditambahkan 100 ul <sup>125</sup> I-CA125 monoklonal antibody pada semua tabung, kocok dengan vortex, inkubasi temperature ruang 20 jam, buang larutan, tambahkan 2 ml larutan pencuci pada semua tabung, buang larutan, tambahkan 2 ml larutan pencuci pada semua tabung, buang larutan, dekantir dengan posisi tabung terbalik selama 5 menit. Dilakukan pengukuran dengan gama counter selama 1 menit, dilakukan penghitungan kadar CA125 dengan cara membuat kurva standar.

#### IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

Telah dilakukan pengambilan sampel dan pemeriksaan CA125 dengan teknik IRMA pada 33 pasien usia 17 – 61 tahun terduga kanker ovarium dari bagian Kebidanan dan Kandungan RSUP Fatmawati. Kadar Normal CA125 adalah < 35 U/ml (Tabel 1.)

Tabel 1. Data Pengukuran Kadar CA125 dan hasil PA

No. Pasien	Umur	Diagnosa	Kadar CA125	PA
1	59	Tumor kistik ovarium dng bgn pdt suspect ganas	160	Fibroma ov, servix kista ret ensi Masa tu:myoma uteri endometrium Adenomyosus Ov: serous Adenofibroma Ovarii
2	55	Neoplasma ovarium kistik dng bgn padat suspect ganas	5	-
3	54	Cancer ovarium	90	Adenoma Ovarii
4	21	Tumor Ovarium suspect ganas	9	-
5	39	Tumor padat Cancer Ovarium	110	Adeno Ca rectum berdiferensiasi buruk, Duke B, ov & Corpus Luteum Hemorragium
6	41	Kista Ovarium	11	Leiomioma uteri tdk tampak tanda ganas
7	21	Tumor Ovarium padat suspect ganas	88	-
8	61	Suspect Cancer Ovarium	4	Maligna Fibroma Hystiocytoma, Hyperplasia sinus kelenjar getah bening tdk tampak ganas
9	29	Cancer ovarium	11	-
10	24	-	7,8	-
11	55	-	3,4	Chist adeno karsinoma serosum ovarium
12	44	Tumor ovarium suspect ganas	6,4	Tidak ditemukan sel aktif
13	42	Cancer ovarium suspect ganas	24	Tidak tampak tanda ganas
14	46	Tumor ovarium kistik dng bagian padat	13	Tidak tampak tanda ganas
15	35	-	58	Tidak tampak tanda ganas
16	40	Neo Ovarii bilateral	19	Non keratinizing aquamous cell karsinoma servix
17	37	Tumor ovarium kistik suspect ganas	23	Demoid cyst off ovarii, tdk tampak ganas
18	38	Tumor ovarium kista pdt susp ganas	56	Tidak tampak tanda ganas

No. Pasien	Umur	Diagnosa	Kadar CA125	PA
19	47	Kista Ovarium	11	Kista Endometriasis Ovarium, tdk tampak ganas
20	23	Cancer ovarium	120	Sesuai dng Condyloma accuminata tdk tmpk ganas
21	31	-	4,6	Tdk ditemukan elemen endoservix
22	57	Tumor kista ovarium suspect ganas	190	Carcinoma cervix non keratinizing
23	59	Tumor ovarium kistik padat suspect ganas	13	Kistadenokarsinoma serosum papilliferum
24	33	Kista ovarium sinistra	110	Tidak tampak tanda ganas
25	47	Masa tumor ovarium kistik pdt suspect ganas	84	Mucinous papillary kystadenoca
26	51	Tumor ovarium padat suspect ganas	56	-
27	39	Tumor ovarium kistik padat	34	Tidak tampak tanda ganas
28	44	Neoplasma Ovarium kistik susp cancer	68	Tidak tampak tanda ganas
29	30	Suspect Ovarium endometriasis	58	-
30	46	Tumor ovarium kistik susp ganas	4,2	Tidak tampak tanda ganas
31	44	-	7	Tidak tampak sel ganas
32	27	Myoma + kista	260	Leiomioma, tidak tampak tanda ganas
33	17	-	82	-

Pemeriksaan petanda tumor CA125 pada 33 pasien terduga kanker ovarium, sebanyak 8 pasien tidak dilakukan pemeriksaan Patologi Anatomi di Bagian PA Rumah Sakit Fatmawati, sehingga tidak dapat dinilai hasil peningkatan kadar CA125 sesuai/ tidak dengan diagnosa. Pada 22 sampel kadar CA 125 dengan hasil PA, terdapat peningkatan kadar CA125 pada 5 pasien terduga kanker ovarium dengan hasil PA yang sesuai kanker ovarium, 5 pasien dengan kadar CA125 meningkat dengan PA kanker non ovarium, 2 pasien kadar CA125 yang meningkat dengan hasil PA yang tidak tampak ganas (dimungkinkan adanya pengambilan/ pemotongan jaringan kanker yang kurang tepat), 13 pasien kadar CA125 normal dan hasil PA tidak tampak tanda ganas.

## V. KESEIMPULAN

Diperoleh 5 pasien dengan kadar CA125 meningkat, sesuai dengan hasil PA kanker ovarium, kadar CA125 dapat meningkat juga pada kanker non ovarium, Pemeriksaan PA sangat diperlukan untuk membantu mendiagnosa kelainan kanker akibat peningkatan kadar petanda tumor CA125, Pemeriksaan kadar CA125 dengan teknik IRMA sulit dilakukan secara rutin karena kit petanda tumor CA125 tidak diproduksi dan dijual di Indonesia.

## DAFTAR PUSTAKA :

1. Pusat Data & Informasi PERSI
2. NASDALDY, Penanganan Kanker Ovarium, Staf Medik Fungsional, Divisi Kanker Ginekologi, RS Kanker Indonesia
3. BEREK, J.S. et. Al, Second – Look Laporotomy in Stage III Epithelial Ovarium Cancer Clinical Variables Associated with Deasease Status. *Obst.Gyned*.64:207, 1984
4. M.D.VIJAY NATH, “Ovarium Tumor Markers : Cancer Antigen Personal 125. *Personal MD.com, Medical Contributor*, 24 Oktober 2000.
5. SUSYATI, Aplikasi Teknik RIA/ IRMA Pada Program Uji Saring Hipotiroidisme Kongenital, Sosialisasi Program Pemanfaatan Hasil Litbang Iptek Nuklir Bidang Kesehatan Tahun 2005, Malang – Jatim, 12-14 Juli 2005.

No.	No.Pasien	Umur	Alamat	Telp.	Med. Rec	Diagnosa	Kadar CA-125 ELISA (N < 35 IU/ml)	Kadar CA-125 IRMA (N < 35 IU/ml)
1.	Ny.Irma Naim	59	Jl.Dana Karya Rt.04/08 No.12 Kel.Gedong Psr Rebo	021-8408190	66.83.90	Tu.kistik Ov dng bgn pdt susp.ganas	340	160
2.	Ny.Ema Nur	55	Jl.Bahagia Blok III No.3 Depok Timur	021-7702879		Neoplasma Ov kistik dng bgn pdt susp ganas	10,7	5
3.	Ny.Ati Warsiti	54	Komp Timah Cilandak No.46	021-7691837 0818669651		Ca Ov?	164,8	90
4.	Ny.Hudaevi	21	Cibodas Besar Rt.004/03 Tangerang	021-5584583		Tumor Ov Susp ganas	16,7	9
5.	Ny.Sudarni	64	Komp AL Rw Bambu No.49 Ps.Minggu	021-7891774		Ca.Ov pasca op + Kemo	298	170
6.	Ny.Nurita Wilah	39	Jl.Ibnu Sina II Rt.001/06 No.35 Pisangan	021-74709241		Tu padat, Ca Ov?	91,9	110
7.	Ny.Tanikem (1)	62	Jl.Kirai II Rt.005/04 Cipete Utara	021-7267634		Ca Ov pasca kemo	5	4
8.	Ny.Yusriah	55	Jl.Merpati VI/ 245 Depok I	021-7521877		Ca.Ov pasca kemo	13	8,8
9.	Ny.Yurna Berti	41	RSF	IRM 1378		Kista Ov	9	11
10.	Nn.Rig Leny	21	Pamulang Permai I Blok C 30/19	08569202131 9 Bapak Fikar		Tu Ov pdt Susp. Ganas	176	88
11.	Ny.Munasih	45	Babakan Pocis Komp Kemang Rt.005/01 Cisauk	75872502		Tu.Ov Boderline	5,2	3
12.	Ny.Saadah	Dws	Waru Induk parung	0251-600477		Susp. Ca.Ov	11,1	8,8

No.	Nama Pasien	Umur	Alamat	Telp.	Med. Rec	Diagnosa	Kadar CA-125 (N < 35 IU/ml)	PA
13.	Ny.R.Mintarsih	61	Jl.Bintaro Permai I/12 A	021-7340310		Susp Ca Ov	30,1	4
14.	Ny.Faizah Umar (1)	53	Jl.Raya Brigif No.31 Ciganjur	021-7270991		Ca.Ov pasca kemo	60,3	50
15.	Nn.Nunuy Nurhidayah	29	Jl.Pertengahan No.6 Rt.03/07 Cijantung Jak-Tim	021-8401556 08180906518 7		Ca Ov?	5	11
16.	Nn.Nursetta Sabki	24	Buncit Raya Pulo Kalibata No.14 Rt.004/05 Jak-Sel	021-7986632 08131134100 0			29,4	7,8
17.	Ny.Suaibah	30	Jl.Madrasah Rt.007/02 No.9 Pangkalan Jati	021-9257464	00.65.28. 26	Ca.Ov Pasca kemo	27,1	4
18.	Ny.Ludiana Setiati	47		021-74705771		Ca ov post op	40,2	7,8
19.	Ny.Ropenah	55	Gandaria I Kp.Duku Rt.007/05 No.16 KbyL Ut	021-72789949			15,2	3,4
20.	Ny.Fauizah Umar (2)	54	Brigif Raya No,31 Ciganjur	021-7270991	00.10.56. 07 06.03.52	Ca.Ov kemo	5	12,5
21.	Ny.Tumilah	44	Pondok Maharta Blok B 19/7	021-7325788	703562	Tu Ov susp ganas	16	6,4
22.	Ny.Tanikem (2)	63	Jl.Kirai II Rt.005/04 No.18 Cipete Utara	021-7267634	00.63.62. 24	Sus ca.ov pasca kemo	6,8	4
23.	Ny.Jiyem (1)	44	Jl.Bintaro Poncol No.40 Rt.002/10 Pesanggrahan	021-7326527	00.00.97. 62	CaOv pasca kemo	382	200
24.	Ny.Retnowati	42	Lt.II kanan		RM 0015822 1	Ca.Ov susp ganas	56,5	24
25.	Ny.Tati	46	Jl.Borobudur raya Blok C 37/3 Perumahan Sarua Permai	021-7416608	1422 Emergen cy RSF	Tu Ov kistik dng bgn pdat	24,2	13
26.	Ny.Djusna	53	Jl.Swadaya Rt.003/14 Jak Tim	021-8197931 08151441122 0		Ca ov pasca kemo	17,2	14

No.	Nama Pasien	Umur	Alamat	Telp.	Med. Rec	Diagnosa	Kadar CA-125 (N < 35 IU/ml)	PA
27.	Ny.Hamidah	35	Jl.Alam Puskesmas Rt.003/11 Tangerang	021-73455642 Bpk Yudi			71	58
28.	Ny.Een Udin	40	Jl.Cendrawasih Rt.04/07 Cipayung	021-7411223 Ibu Rustati		Neo Ovarii bilateral	23	19
29.	Ny.lis Isnawati	37	Lebak Wangi Rt.03/02 Parung Bogor	08131764891 5	00.44.43.39 12.11.68	Tu.ov kistik sus ganas	34,2	23
30.	Ny.Sumu	38	No.Dft 200603042384 RM :00696310			Tu ov kista pdt sus ganas	80,3	56
31.	Ny.Aida Fitri	47	Jl.Oscar III No.81 Rt.03/02 Pamulang	021-70027058		Kista ov	5	11
31.	Ny.Yuliana	23	Jl.Raya Cisauk Rt.01/04 No.61 Serpong Tangerang	0251-70010116 08176905182		Ca ov sus	216,2	120
32.	Ny.Minah Samin	45	Jl.Cabe I Rt.004 Rw 04 Pd.Cabe Ilir Pamulang	021-7496335		Tu Ov Kist pdt susp.ganas		90
33.	Ny.Kademi	51	Jl.H.Batong Raya No.3 C Cilandak Barat	021-75914154		Tu padat sus ganas		56
34.	Ny.Hartati	397	Perum Eka Darmai Mandari Cisauk	08569240403 1	00.74.22.19	Tu ov pdt sus ganas		36
35.	Ny.Ita Rosita	44	Ps.Minggu Rt003/06 No.36 Tj Barat Ps.Minggu	021 78832685 0817790414		Neoplas ma Ov kistik sus ganas		68
36.	Ny.Warlia	30	Jl.Pinang Raya No.18-19	021 7653614		Susp. Endomet riosis		58
37	Ny.Darwati	46	Danau Si9ngkarak VII/ 84 Rt02/04 Depok Timur	021 7712568		Ca ov sus		5

## DETEKSI HIPOTIROIDISME PADA IBU HAMIL TRIMESTER 1 DI KABUPATEN SUMBAWA – PROPINSI NTB

Susyati <sup>\*)</sup>, Sri Insani W.W<sup>\*)</sup>, Sulaiman Ngogu <sup>\*\*)</sup>

<sup>\*)</sup>PTKMR – BATAN

<sup>\*\*)</sup> Lembaga Penelitian – Laboratorium Immunobiologi Universitas Mataram - NTB

### ABSTRAK

DETEKSI HIPOTIROIDISME PADA IBU HAMIL TRIMESTER 1 DI KABUPATEN SUMBAWA – PROPINSI NTB. Menurut data *National Goiter Survey* yang dilaksanakan oleh Departemen Kesehatan RI Tahun 1990, daerah Nusa Tenggara Barat dipetakan sebagai daerah endemis gondok derajat sedang sampai berat. Salah satu yang harus menjadi perhatian pada daerah berkategori tersebut adalah perlunya melakukan pemeriksaan untuk mengetahui apakah terdapat ibu hamil trimester 1 yang mengidap hipotiroid. Hormon tiroid diketahui berperan penting dalam mengontrol proses-proses metabolisme tubuh untuk pertumbuhan fisik, perkembangan otak dan pematangan seksual. Kekurangan hormon tiroid berakibat tidak tercukupinya kebutuhan untuk tumbuh kembang normal. Walaupun kebutuhan hormon tiroid ada pada segala tingkatan usia (dari janin, bayi, anak-anak, remaja hingga dewasa dan tua), tetapi kebutuhannya menjadi sangat penting sekali pada masa janin dan masa bayi yaitu masa dimana proses tumbuh kembang sedang aktif. Apabila seorang ibu hamil mengidap hipotiroid yang tidak terdeteksi diawal kehamilannya, maka janin yang dikandung berisiko mengalami gangguan kelambatan - terhentinya pertumbuhan fisik dan perkembangan mental yang berujung pada kecacatan. Semakin dini kelainan ini terdeteksi maka semakin cepat dapat diupayakan pengobatan sehingga risiko yang merugikan dapat dihindari. Dampak jangka panjang dari kecacatan akibat tak terdeteksinya hipotiroidisme adalah menurunnya kualitas sumber daya manusia Indonesia. Salah satu upaya untuk mencegah menurunnya kualitas sumber daya manusia tersebut adalah dengan mendeteksi adanya hipotiroidisme pada ibu hamil trimester 1. Telah dilakukan deteksi hipotiroidisme pada sebanyak 75 sampel serum darah vena ibu hamil trimester 1 dari beberapa puskesmas di Kabupaten Sumbawa – NTB melalui pemeriksaan kadar hormon *Free-T4* dan  $TSH_{hs}$  dengan teknik RIA – IRMA. Dari interpretasi hasil pemeriksaan kadar hormon-hormon tersebut diketahui adanya normotiroid sebanyak 85,25%; hipertiroid nyata / klinis sebanyak 4%; hipertiroid laten / subklinis sebanyak 10,75% dan tidak ditemukan adanya hipotiroidisme.

Kata kunci : *Radio Immuno Assay* (RIA), *Immuno Radio Metric Assay* (IRMA), Hipotiroidisme pada ibu hamil, *Free-T4*,  $TSH_{hs}$  .

### ABSTRACT

DETECTION OF HYPOTHYROIDISM IN THE FIRST TRIMESTER PREGNANT WOMEN AT SUMBAWA DISTRICT – WEST NUSA TENGGARA PROVINCE . Data of the Indonesian National Goiter Survey conducted by Ministry of Health in 1990, West Nusa Tenggara province region mapped as a medium to severe endemic goiter area. One of the focus that care should be taken in this categorized area is the importance of doing examination to know whether are there hypothyroidism in the first trimester pregnant women. Thyroid hormones known have an important role to control many of metabolism process for physical growth, brain development and sexual maturity. Lack of the thyroid

hormones cause insufficiency to normal growth and development. However all stages of age needs thyroid hormones (from fetus, neonates / newborn / baby, childhood, teen up to adult and the old), but there are very important / crucial needs in fetus and neonates stages which are growth and development process being active. If pregnant mother suffer from hypothyroidism which undetected at the beginning of pregnancy, the fetus has a risk to delayed – stopped of physical growth and brain development that meet with disabilities. The ealier detection of this defect, the faster intervention (treatment) can be performed, so disadvantages risk can be ignored. The long period impact of disabilities cause by undetected hypothyroidism are decreases quality of Indonesian human resources. Screening / detection of hypothyroidism in the first trimester pregnant women is one effort against that impact. Detection of hypothyroidism in 75 of the first trimester pregnant women blood serum from several rural region health centers of Sumbawa district – West Nusa Tenggara province have been conducted by determination of thyroid hormones Free-T4 and TSH<sub>hs</sub> using RIA – IRMA techniques. From interpretation the results of that hormones determination found that 85,25% of samples are normothyroid; 4% are overt / clinical hyperthyroid; 10,75% are latent / subclinical hyperthyroid 10% and there is no hypothyroidism in pregnant women found.

Key words : *Radio Immuno Assay (RIA), Immuno Radio Metric Assay (IRMA), Hypothyroidism in pregnant women, Free-T4, TSH<sub>hs</sub>* .

---

## I. PENDAHULUAN

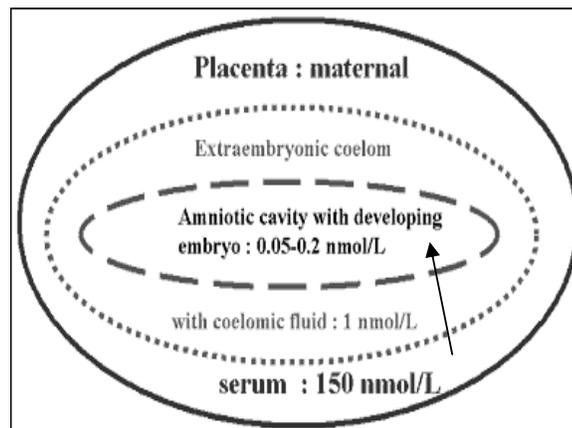
Saat seorang ibu mengetahui dirinya hamil maka dapat dipastikan bahwa ibu tersebut mengharapkan kehamilannya berjalan dengan baik dan bayi yang dilahirkan kelak adalah bayi yang sehat. Segala upaya akan diusahakan semaksimal mungkin guna mencapai keinginan tersebut, seperti rutin memeriksakan diri ke dokter, rajin mengkonsumsi makanan - minuman sehat termasuk suplemen dan vitamin, berusaha menghilangkan kebiasaan buruk seperti mengkonsumsi minuman beralkohol, merokok dan meminum obat-obatan berbahaya, serta bersedia melakukan berbagai pemeriksaan guna mengetahui kemungkinan adanya penyakit-penyakit yang dapat mengganggu kehamilan (seperti hipertensi, diabetes dll) dalam rangka memastikan bahwa janin yang dikandung selalu dalam keadaan sehat.

Pada awalnya, pemeriksaan untuk mengetahui ada tidaknya kelainan kelenjar tiroid pada ibu hamil belum menjadi pemeriksaan rutin (di Amerika Serikat), kecuali jika sebelumnya telah memiliki riwayat keluarga atau telah menampakkan adanya tanda dan gejala (simptom) kelainan kelenjar tiroid, baik hipo ataupun hipertiroid.[1] Alasan dokter tidak melakukan pemeriksaan tersebut adalah berdasarkan pada hasil penelitian yang

dilaksanakan sebelum tahun 1960, yang menyatakan bahwa hormon tiroid dari ibu tidak dapat menembus atau melewati pembatas / sawar plasenta dalam jumlah yang cukup signifikan untuk memberikan efek terhadap pertumbuhan dan perkembangan janin. Konsekuensinya, terbentuk konsep pemikiran bahwa baik atau tidaknya fungsi kelenjar tiroid seorang ibu hamil tidaklah menjadi masalah karena tidak akan berpengaruh pada pertumbuhan dan perkembangan janin. [1,2]

Dari penelitian yang dilaksanakan tahun 1960-an sebenarnya telah diketahui bahwa seorang ibu yang mengidap hipotiroid (fungsi kelenjar tiroid kurang / lemah sehingga kadar hormon tiroid dalam darah dibawah kisaran normal) memiliki kemungkinan yang tinggi untuk melahirkan bayi yang kelak tumbuh menjadi anak dengan IQ yang lebih rendah dibandingkan dengan anak yang dilahirkan oleh ibu yang kelenjar tiroidnya berfungsi baik (normal). [2] Tetapi hasil penelitian ini banyak dibantah, karena saat itu masih sulit untuk menelusuri kembali baik – tidaknya fungsi kelenjar tiroid ibu yang melahirkan anak dengan IQ rendah tersebut (secara retrospektif tidak ada data tentang fungsi kelenjar tiroid ibu hamil), karena saat itu dokter masih belum melakukan pemeriksaan fungsi kelenjar tiroid sehubungan dengan konsep pemikiran bahwa pemeriksaan fungsi kelenjar tiroid ibu hamil tidaklah penting (sebagaimana telah disebutkan diatas bahwa hormon tiroid ibu tidak dapat menembus atau melewati sawar plasenta dalam jumlah yang signifikan untuk berefek terhadap pertumbuhan dan perkembangan janin). [2]

Saat ini telah diketahui bahwa hormon tiroid ibu dapat menembus atau melewati sawar plasenta meski dalam jumlah yang sedikit, dimana hormon tiroid ibu tersebut dapat mempengaruhi pertumbuhan dan perkembangan janin. Keberadaan hormon tiroid ibu tersebut sangatlah penting, terutama pada periode trimester 1 dimana kelenjar tiroid janin belum berkembang / berfungsi dengan baik. Periode 0-12 minggu ini merupakan periode waktu yang sangat krusial karena inilah saat dimulainya perkembangan otak janin. [4]



Gambar 1. Hormon tiroid ibu dapat melewati sawar plasenta.[4]

Hasil penelitian retrospektif oleh James E. Haddow dkk pada tahun 1999 di Amerika Serikat merubah konsep pemikiran tentang fungsi hormon tiroid maternal.[6] Sebanyak 25.216 serum darah vena beku ibu-ibu yang hamil pada periode tahun 1987-1990, diambil dari penyimpanan dan dianalisis kadar hormon TSH-nya. Diketahui bahwa sebanyak 62 serum menunjukkan hasil TSH yang di atas normal, artinya sebanyak 62 ibu yang hamil pada periode 9-12 tahun lalu tersebut ternyata mengidap hipotiroid. Saat itu, baik ibu hamil (yang mengidap hipotiroid tak terdeteksi) maupun dokter yang merawat masih belum peduli pada kelainan tiroid tersebut. Selanjutnya dilakukan perbandingan nilai IQ anak dari ibu hamil pengidap hipotiroid (62 subyek) dengan anak dari ibu hamil normotiroid (124 subyek) pada periode yang sama (usia anak antara 7-9 tahun). Ditemukan bahwa rerata nilai IQ anak dari ibu hamil pengidap hipotiroid ternyata 7 poin lebih rendah dari IQ anak dari ibu hamil normotiroid. Sebanyak 19% anak dari ibu hipotiroid memiliki nilai  $IQ \leq 85$ . Akhirnya direkomendasikan oleh peneliti tersebut bahwa uji saring hipotiroidisme pada ibu hamil penting dilakukan terutama pada tahap awal kehamilan (trimester 1). Bila ditemukan ibu hamil mengidap hipotiroid maka dapat segera dilakukan tindakan pengobatan dengan pemberian hormon tiroid. [6]

*The American Thyroid Association, The Endocrine Society dan The American College of Obstetricians and Gynecologists* berpendapat bahwa uji saring hipotiroidisme direkomendasikan untuk dilakukan pada ibu berisiko tinggi yang merencanakan untuk hamil yaitu yang memiliki riwayat diri sendiri atau riwayat keluarga mengidap kelainan kelenjar tiroid (baik hipo ataupun hipertiroid) dengan tanda – gejala seperti mudah kelelahan, adanya intoleransi terhadap panas atau dingin, berat badan bertambah atau

menurun dengan cepat, siklus menstruasi tak teratur, kelemahan pada aktivitas fisik, gangguan tidur dan kondisi-kondisi yang berhubungan dengan penyakit tiroid seperti rambut menjadi beruban lebih awal / prematur, vitiligo (bercak putih dikulit) dan DM Tipe 1. Tetapi *The American Association of Clinical Endocrinologists* menyarankan untuk melakukan tindakan proaktif yaitu melakukan uji saring hipotiroidisme pada semua ibu usia subur yang merencanakan untuk hamil dan ibu hamil di awal kehamilannya / trimester 1. [7]

Robert Utiger menyatakan bahwa hipotiroidisme yang terjadi pada kehamilan mungkin disebabkan oleh kekurangan iodium.[8] Meski Amerika Serikat bukan daerah kekurangan iodium tetapi hasil survei nutrisi menunjukkan bahwa 15% ibu / wanita usia subur menderita kekurangan iodium. Direkomendasikan bahwa pemeriksaan kecukupan asupan iodium juga penting dilakukan guna memastikan bahwa kebutuhan iodium setiap individu telah tercukupi, terutama kebutuhan iodium ibu / wanita usia subur. Juga disarankan agar vitamin yang dikonsumsi oleh ibu hamil harus dipastikan mengandung tidak lebih dan tidak kurang dari 150 µg iodium. [8]

Uji saring hipotiroidisme pada ibu hamil yang dilaksanakan sedini mungkin adalah upaya kuratif terhadap ibu dan upaya preventif terhadap bayi sehingga terhindar dari kecacatan akibat hipotiroidisme. Menegakkan diagnosis adanya hipotiroidisme pada ibu hamil sejak dini (idealnya sejak setelah konsepsi) merupakan hal yang sangat penting karena pada awal kehamilan sampai akhir trimester 1 fetus belum mampu membuat hormon tiroid sendiri sehingga hormon tiroid harus ditransfer dari ibu melalui placenta. Kelenjar tiroid fetus diketahui baru mulai berfungsi pada awal trimester 2. Hipotiroidisme pada ibu hamil berisiko melahirkan bayi dengan kretin. Pada ibu hamil dengan kecurigaan menderita kelainan tiroid atau ibu hamil yang hidup / berdomisili di daerah endemik gondok, perlu diperiksa kadar hormone *Free-T4* dan *TSH<sub>hs</sub>* sebagai parameter penilaian fungsi kelenjar tiroidnya. Pemberian / suplai hormon tiroid dari luar (misalnya *LevoTiroksin<sup>®</sup>*) dengan dosis adekwat dan terkontrol merupakan hal yang disarankan pada ibu hamil jika diketahui ternyata mengidap hipotiroid. [4,5]

Tabel 1. Perkembangan fungsi kelenjar tiroid janin. [4]

<b>Maturasi / pematangan fungsi kelenjar tiroid janin</b>	
Minggu ke 7-9	Pembentukan kelenjar tiroid dimulai
Minggu ke 10	Hormon TSH, hormon T <sub>4</sub> dan folikel tiroid baru mulai dapat terdeteksi
Minggu ke 17	Kelenjar tiroid matang secara struktur
Minggu ke 20	Mulai tampak proses deiodinase tipe II dan tipe III
Minggu ke 18-36	Pematangan fungsi produksi TRH, fungsi pituitari dan adanya respon terhadap stimulasi TSH

Kurangnya hormon tiroid / hipotiroidisme pada bayi baru lahir (disebut juga Hipotiroidisme Kongenital) diketahui sebagai penyebab terjadinya keterbelakangan mental dan kecacatan fisik. Kurangnya produksi hormon tiroid karena berbagai sebab seperti adanya kerusakan/kelainan pada pituitari, hipotalamus atau kelenjar tiroid, berakibat melambatnya proses metabolisme di dalam tubuh. Diketahui bahwa hormon tiroid sangat dibutuhkan oleh proses metabolisme yang berperan pada pertumbuhan dan perkembangan, termasuk perkembangan otak dan pematangan seksual.

Walaupun kebutuhan hormon tiroid tersebut ada pada segala tingkatan tingkatan usia (dari janin, bayi, anak-anak, remaja, dewasa dan tua), tetapi kebutuhannya sangat penting sekali / sangat kritis / sangat krusial pada masa janin (fetus) sampai masa bayi (hingga usia 6 bulan) yaitu masa dimana pertumbuhan sel saraf pusat (otak) tercepat sedang terjadi. Adanya kelainan ini harus segera terdeteksi / terdiagnosis dan segera diterapi (dengan pemberian hormon tiroid dari luar dengan dosis yang adekuat dan terkontrol), sebab jika tidak, kemungkinan dapat terjadi keterbelakangan mental dan kecacatan fisik yang sangat merugikan.

Dari penelitian diketahui bahwa bayi dengan kelainan hipotiroidisme kongenital yang diobati sebelum mereka berumur 3 bulan mempunyai kemungkinan mencapai IQ > 90 (normal) sebesar 75-85% sedang yang diobati setelah mereka berumur lebih dari 3

bulan, 75% nya tetap mengidap keterbelakangan mental atau dapat menjadi normal tetapi dengan beberapa problem seperti kesulitan belajar, kelainan tingkah laku atau kelainan neurologis non spesifik. Akibat jangka panjang dari hipotiroidisme yang tidak terdeteksi adalah menurunnya kualitas sumber daya manusia Indonesia. Salah satu upaya untuk mencegah menurunnya kualitas sumber daya manusia tersebut adalah dengan mendeteksi secara dini adanya hipotiroidisme.

Tabel 2. Spektrum masalah GAKI

Kelompok Rentan	Dampak GAKI
Ibu Hamil	Kematian janin dalam rahim, Keguguran, Kelahiran prematur
Janin	Lahir mati, Cacat bawaan, Meningkatnya kematian perinatal, Meningkatnya kematian bayi, Kretin neurologi (Keterbelakangan mental, tuli, mata juling, lumpuh spatis), Kretin Myxedematososa, Cebol, Kelainan Fungsi Psikomotor
Neonatus	Gondok neonatus, Hipotiroid neonatus / kongenital
Anak dan remaja	Gondok, Gangguan pertumbuhan fisik dan mental, Hipotiroid Juvenil
Dewasa	Gondok dengan komplikasinya, Hipotiroid, Gangguan fungsi mental, <i>Iodine Induced Hyperthyroid (IIH)</i>

Berdasarkan uraian diatas dan berdasarkan data survei nasional (Indonesia) tahun 1990 oleh Departemen Kesehatan RI, dimana Nusa Tenggara Barat dipetakan sebagai daerah endemis gondok derajat sedang sampai berat serta berdasarkan data survei pemetaan GAKI (Gangguan Akibat Kekurangan Iodium) tahun 1998 oleh Litbang Gizi Departemen Kesehatan RI – Universitas Udayana, dimana daerah Kabupaten Sumbawa dipetakan sebagai daerah endemis gondok derajat berat (Rerata *Total Goiter Rate* = 31,8%) maka dipilih Kabupaten Sumbawa sebagai tempat dilaksanakannya penelitian deteksi hipotiroidisme pada ibu hamil trimester 1 ini.

Tabel 3. Hal-hal penting tentang hipotiroidisme pada ibu hamil. [4]

<b>Hipotiroidisme pada ibu / wanita (maternal)</b>	
Penyebab	Penyakit tiroid autoimun, Kekurangan Iodium ( <i>Iodine deficiency</i> ), Pengobatan Iodium Radioaktif, Tiroidektomi
Simptom	Intoleransi pada dingin, Konstipasi, Kelelahan, Kulit dan rambut kering, Parestesis
Tanda	Edema periorbital (sembab), <i>Myxedema</i> , Suara serak, <i>Macroglossia</i> dll
Hasil Lab.	TSH tinggi , FT4 rendah, Adanya Antibodi Anti-tiroid (TPO, Tg)
Perhatian	Bertambah buruk bila menjalani kehamilan karena kebutuhan akan hormon tiroid meningkat
Dampak	Maternal : Meningkatnya risiko keguguran Fetal : Defisit Psikoneurologikal, Kretinism

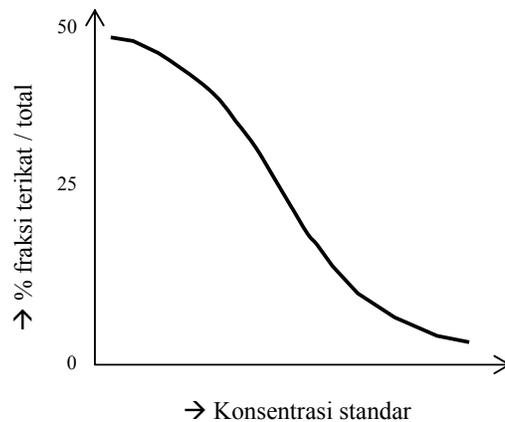
Penelitian ini dilaksanakan pada periode bulan Juni – September 2006, dengan rincian kegiatan yaitu pelatihan petugas sampling dan petugas analisis hormon (Juni 2006), pelaksanaan sampling, analisis dan interpretasi hasil (Juli – September 2006). Dalam kegiatan sampling, bekerjasama dengan Dinas Kesehatan Kabupaten Sumbawa dan dalam kegiatan analisis hormone, bekerjasama dengan Lembaga Penelitian – Laboratorium Immunobiologi, Universitas Mataram.

Telah dilakukan penetapan kadar hormon tiroid *Free-T4* dan  $TSH_{hs}$  dalam serum darah vena ibu hamil trimester 1 yang berasal dari beberapa tempat di Kabupaten Sumbawa. Hormon *Free-T4* dianalisis dengan teknik RIA (*Radio Immuno Assay*) dan hormon  $TSH_{hs}$  dianalisis dengan teknik IRMA (*Immuno Radio Metric Assay*).

Diperlukan metode yang spesifik dan sensitif untuk menetapkan kadar hormon tiroid dalam darah karena kadar yang ditentukan sangat kecil. Pada teknik kedokteran nuklir in-vitro yaitu teknik RIA dan IRMA, analisis kuantitatif hormon didasarkan pada reaksi imunologik antara antigen dengan antibodi spesifik, dimana antigen atau antibodi spesifik dilabel dengan radioaktif Iodium<sup>125</sup>. Pemisahan dua fasa (fasa terikat dan fasa bebas) dilakukan dengan menggunakan teknik *coated tube*. Teknik RIA – IRMA telah

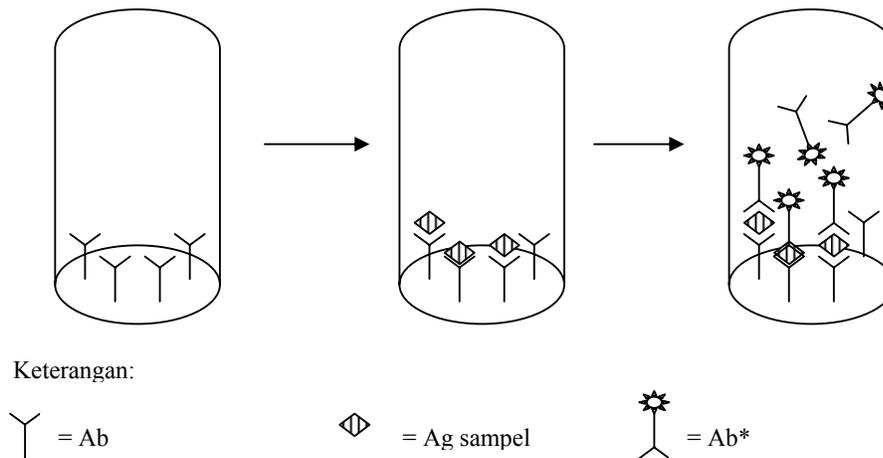
dikembangkan oleh BATAN yaitu dalam hal produksi kit-kit siap pakai, aplikasi (baik secara klinis pada manusia maupun non klinis / pra klinis pada hewan) dan dalam pembuatan peralatan deteksi gamma yang dipancarkan oleh zat radioaktif (alat Pencacah Gamma).

Teknik RIA didasarkan pada reaksi kompetisi antara antigen atau haptan yang berlabel radioisotop ( $Ag^*$ ) dengan antigen atau haptan yang tidak dilabel ( $Ag$  dalam sampel yang akan diukur kadarnya) untuk berikatan dengan antibodi ( $Ab$ ) spesifik yang jumlahnya dibuat dalam jumlah terbatas. Antigen berlabel ( $Ag^*$ ), antigen dalam sampel ( $Ag$ ), dan antibodi ( $Ab$ ) dibiarkan bereaksi dalam tabung selama waktu tertentu (inkubasi). Antibodi dalam jumlah terbatas biasanya *dicoatingkan* (dilapiskan) pada dinding tabung bagian dalam. Setelah masa inkubasi diperoleh hasil berupa kompleks  $Ag^*-Ab$  dan  $Ag-Ab$ . Karena jumlah atau kadar  $Ab$  terbatas, maka ada kemungkinan masih terdapat  $Ag^*$  maupun  $Ag$  yang tersisa (tetap dalam keadaan bebas). Sisa ini kemudian dibuang (dekantasi) sehingga yang tertinggal di dalam tabung adalah kompleks  $Ab-Ag^*$  saja. Kompleks  $Ab-Ag^*$  tersebut diukur dengan alat pencacah gamma. Bila hasil cacahan tinggi berarti telah terjadi ikatan  $Ab$  dengan  $Ag^*$  dalam jumlah yang tinggi yang berarti bahwa  $Ag$  sampel 'kalah' berkompetisi dengan  $Ag^*$ . Dengan kata lain  $Ag$  dalam sampel jumlahnya kecil / sedikit. Demikian sebaliknya. Jumlah  $Ag^*-Ab$  yang terbentuk berbanding terbalik dengan jumlah  $Ag$  dalam sampel. Seperti metode uji lainnya, pada kit RIA terdapat standar senyawa uji (analit) yang digunakan untuk pembuatan kurva standar. Kadar analit yang ingin diketahui di interpolasi dari kurva tersebut. Membuat kurva standar dan interpolasi dapat dilakukan secara manual atau dengan program komputer. [9,10,11]



Gambar 2. Kurva standar RIA

Prinsip dasar teknik IRMA hampir sama dengan teknik RIA yaitu reaksi imunologik antara antigen dan antibodi, antara Ag di dalam sampel dengan Ab\* (berlabel) yang dibuat dalam jumlah berlebih. Teknik IRMA yang dikembangkan oleh Miles dan Hales adalah teknik dua sisi atau *sandwich*, yang secara diagramatis dapat dilihat pada Gambar 3. Antibodi tidak berlabel (antibodi primer, Ab) yang *dicoatingkan* (dilapiskan) pada fase padat yaitu dinding tabung bagian dalam, digunakan untuk mengekstrak Antigen dari sampel. Kompleks Ab-Ag yang terbentuk direaksikan dengan Ab\* berlabel (*secondary antibody*) sehingga terbentuk kompleks Ab-Ag-Ab\* (fraksi terikat). Fraksi terikat ini yang kemudian diukur radioaktivitasnya. Sementara fraksi bebas dipisahkan dengan proses dekantasi. Karena analit yang akan diukur diubah seluruhnya menjadi produk yang terukur (Ag-Ab\*) sebagai akibat penggunaan reagen berlebih, maka korelasi antara radioaktivitas fraksi terikat dan antigen dalam sampel adalah linier / berbanding lurus.



Gambar 3. Prinsip reaksi imunologik pada teknik IRMA dua sisi

Pada teknik IRMA dua sisi telah diperkenalkan dua metode/prosedur yakni *inclusive assay* dan *exclusive assay*. Pada *inclusive assay*, antibodi berlabel (antibodi sekunder, Ab\*) langsung ditambahkan pada saat bersamaan dengan penambahan analit. Sementara pada *exclusive assay* antibodi berlabel (Ab\*) ditambahkan setelah inkubasi atau reaksi pertama dengan antibodi primer (Ab) selesai. Cara atau prosedur ke dua (*exclusive assay*) lebih sensitif dengan hasil yang lebih baik akan tetapi butuh waktu relatif lebih panjang dibanding prosedur *inclusive assay*. Karena alasan waktu, prosedur *inclusive assay* umumnya lebih disukai. [9,10,11]

## II. TATA KERJA

### II.1. Pengumpulan sampel

Sampling dilaksanakan oleh perawat / bidan Puskesmas yang telah dilatih sebelumnya oleh petugas dari PTKMR – BATAN. Alat yang digunakan : Blangko data ibu hamil, Blangko *informed concent*, Sduit 3 cc, Kapas alkohol, Leukoplast, Tabung kaca, Tabung Conical, Sarung tangan, Centrifuge. Penelitian ini mengikutsertakan 3 Puskesmas.

**Prosedur pengumpulan sampel serum darah vena ibu hamil Trimester 1 :**

1. Isi blangko data ibu hamil (oleh perawat / bidan) dan blangko *informed consent* (oleh ibu hamil)
2. Gunakan sarung tangan
3. Lakukan pengambilan darah intravena (iv) dengan spuit
4. Masukkan darah kedalam tabung kaca
5. Lakukan sentrifugasi hingga diperoleh serum
6. Ambil serum dan masukkan kedalam tabung *conical*
7. Beri label bertuliskan nama dan nomor ibu hamil
8. Simpan serum tersebut di freezer hingga waktu pengiriman tiba
9. Setelah terkumpul dan akan dikirim, masukkan serum beku kedalam *ice box* yang berisi *ice gel*.
10. Dengan disertakan blangko-blangko, kirim serum beku ke Lembaga Penelitian – Laboratorium Immunobiologi Universitas Mataram.

**II.2. Analisis hormon**

Analisis dilaksanakan oleh analis Lembaga Penelitian – Laboratorium Immunobiologi Universitas Mataram yang telah dilatih sebelumnya oleh petugas dari PTKMR – BATAN. Bahan dan alat yang digunakan : Kit *Free-T4*, kit  $TSH_{hs}$ , Mikropipet, Rak Tabung, Tip kuning, Tip biru, *Vortex*, *Inkubator*, *Shaker*, *Foam Decanting Rack*, Sarung tangan, *Gamma Counter* (Pencacah Gamma).

**Prosedur penetapan kadar hormon *Free-T4*:**

1. Siapkan Tabung :
  - 2 buah tabung plain untuk Total
  - 2 buah tabung plain untuk NSB
  - 14 buah tabung *FT4 Ab-Coated* untuk Standar A→G
  - 6 buah tabung *FT4 Ab-Coated* untuk Kontrol L, M, HSejumlah tabung *FT4 Ab-Coated* untuk Sampel
2. Masukkan 50  $\mu$ L Standar A→G dan NSB (Untuk tabung NSB gunakan Standar A), Kontrol dan Sampel ke dalam tabung yang telah disiapkan.

3. Tambahkan 1,0 mL *Tracer* FT4-I<sup>125</sup> kedalam semua tabung
4. Sisihkan tabung total
5. *Vortex*
6. Inkubasi pada temperatur 37 °C selama 1 jam
7. Dekantir
8. Biarkan tabung terbalik diatas tisu selama 10 menit
9. Ukur radioaktivitas dengan pencacah gamma
10. Hitung kadar

**Prosedur penetapan kadar hormon TSH<sub>hs</sub> :**

1. Siapkan Tabung :
  - 2 buah tabung plain untuk Total
  - 16 buah tabung TSH *Ab-Coated* untuk Standar A → H
  - 6 buah tabung TSH *Ab-Coated* untuk Kontrol L, M, H
  - Sejumlah tabung TSH *Ab-Coated* untuk Sampel
2. Masukkan 200µL Standar A → H, Kontrol dan Sampel ke dalam tabung yang telah disiapkan
3. Tambahkan 1,0 mL *Tracer* TSH Ab-I<sup>125</sup> kedalam semua tabung
4. Sisihkan tabung total
5. *Vortex*
6. Goyang diatas *shaker* berkecepatan 200 stokes selama 2 jam
7. Dekantir
8. Lakukan pencucian dengan menambahkan 2 ml larutan buffer pencuci, biarkan 2 menit, dekantir
9. Ulangi langkah 8
10. Biarkan tabung terbalik diatas selama 10 menit
11. Ukur radioaktivitas dengan pencacah gamma
12. Hitung kadar

**Interpretasi :**

Data hasil penetapan kadar hormon *Free-T4* dan TSH<sub>hs</sub> yang dilaksanakan oleh analis Lembaga Penelitian – Laboratorium Immunobiologi Universitas Mataram – NTB

dikirim ke Laboratorium Kedokteran Nuklir Invitro, PTKMR – BATAN untuk diinterpretasi secara terpadu.

### III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Secara *cross sectional* telah diikutsertakan / terkumpul sebanyak 75 sampel berupa serum darah vena ibu hamil trimester 1 dari 3 (tiga) puskesmas di Kabupaten Sumbawa selama periode Juli – Agustus 2006 yaitu :

1. Puskesmas Seketeng
2. Puskesmas Labuan Sumbawa
3. Puskesmas Kerato

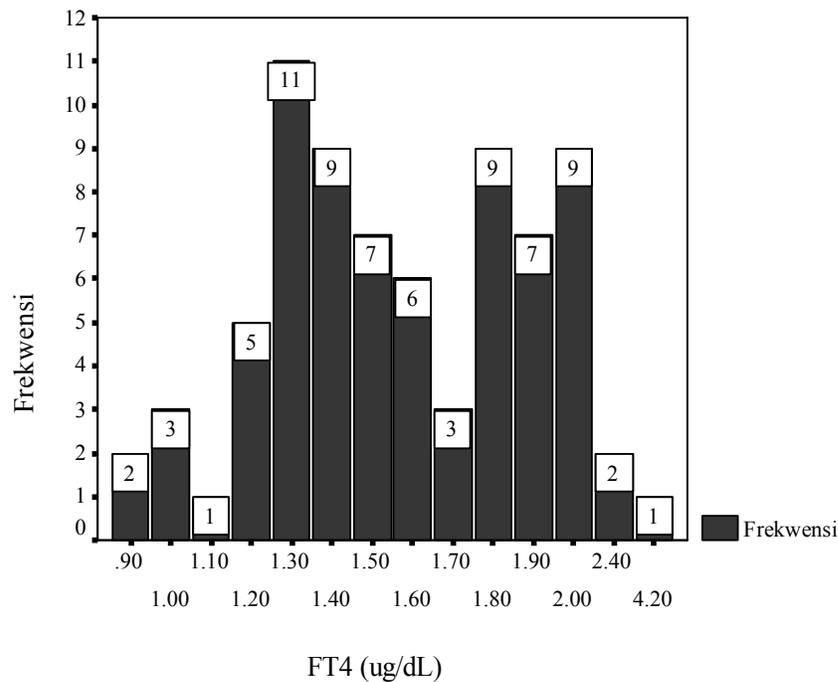
Pemilihan ke-3 puskesmas diatas didasarkan pada kemudahan menjangkau lokasi sampling mengingat cakupan wilayah Kabupaten Sumbawa yang cukup luas, sehingga koleksi / penggabungan sampel yang dipusatkan di kantor Dinas Kesehatan Kabupaten Sumbawa sebelum dikirim ke Laboratorium menjadi lebih mudah.

Terhadap semua sampel tersebut telah dilakukan analisis / penetapan kadar hormon *Free-T4* dan  $TSH_{hs}$ nya. Dan terhadap hasil penetapan kadar tersebut kemudian dilakukan interpretasi dengan nilai rujukan normal untuk *Free-T4* adalah 0.8-2.0  $\mu\text{g/dL}$  dan untuk  $TSH_{hs}$  adalah 0.3 – 5.0  $\mu\text{IU/mL}$ . Hipotiroid dinyatakan dengan kadar hormon *Free-T4* yang rendah / dibawah normal dan kadar hormon  $TSH_{hs}$  yang tinggi / diatas normal. Sebaliknya hipertiroid dinyatakan dengan kadar hormon  $TSH_{hs}$  yang tinggi / diatas normal dan kadar hormon  $TSH_{hs}$  yang rendah / dibawah normal. Dan hasilnya adalah sebagai berikut :

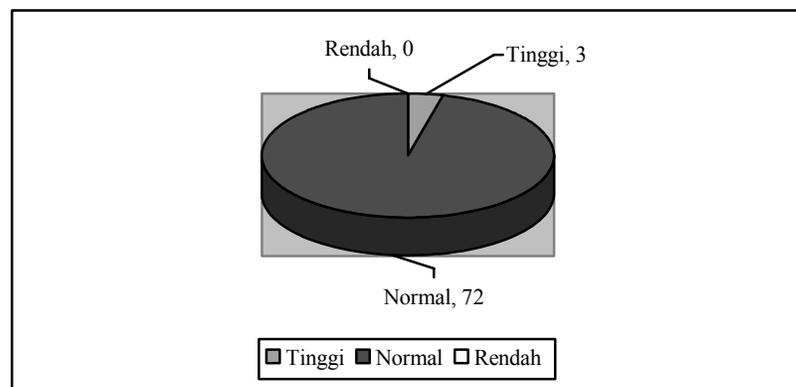
Tabel 4. Statistik Deskriptif

Hormon	N	Kadar Minimum	Kadar Maksimum	Rerata	Std. Deviasi
<i>Free- T4</i> ( $\mu\text{g/dL}$ )	75	0.90	4.20	1.6067	0.45063
$TSH_{hs}$ ( $\mu\text{IU/mL}$ )	75	0.03	4.10	0.9797	0.78950

Dari tabel 4. diatas diketahui bahwa kisaran kadar hormon *Free-T4* adalah 0,9 – 4,2  $\mu\text{g/dL}$  dengan rentang 3,3  $\mu\text{g/dL}$ . Rerata kadar hormon *Free-T4* adalah 1,6067  $\mu\text{g/dL}$  dengan standar deviasi / simpangan baku 0,45063  $\mu\text{g/dL}$  dan koefisien variasi 28%. Kisaran kadar hormon  $\text{TSH}_{\text{hs}}$  adalah 0,03 – 4,1  $\mu\text{IU/mL}$  dengan rentang 4,07  $\mu\text{IU/mL}$ . Rerata kadar hormon  $\text{TSH}_{\text{hs}}$  adalah 0,9797  $\mu\text{IU/mL}$  dengan standar deviasi / simpangan baku 0,78950  $\mu\text{IU/mL}$  dan koefisien variasi 80,6%.



Gambar 4. Histogram data kadar hormon *Free-T4*

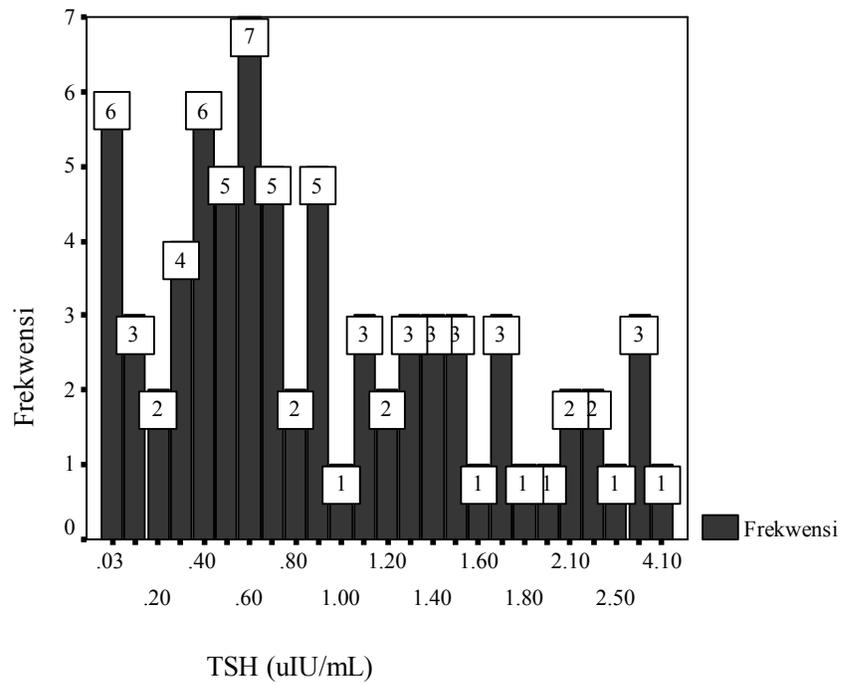


Gambar 5. Diagram pie sebaran frekwensi kadar hormon *Free-T4* kriteria rendah, normal dan tinggi

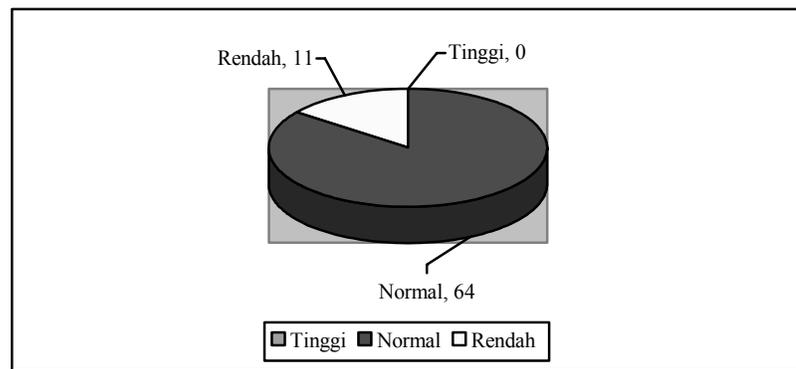
Tabel 5. Sebaran data kadar hormon *Free-T4*

Kadar <i>Free-T4</i>	Frekwensi	Persen	Persen Kumulatif
	Normal FT4 : 0.8-2.0 $\mu$ g/dL		
0.80	0	0	0
0.90	2	2.7	2.7
1.00	3	4.0	6.7
1.10	1	1.3	8.0
1.20	5	6.7	14.7
1.30	11	14.7	29.3
1.40	9	12.0	41.3
1.50	7	9.3	50.7
1.60	6	8.0	58.7
1.70	3	4.0	62.7
1.80	9	12.0	74.7
1.90	7	9.3	84.0
2.00	9	12.0	96.0
2.40	2	2.7	98.7
4.20	1	1.3	100.0
Total	75	100.0	

Dari tabel 5. diatas diketahui bahwa kadar hormon *Free-T4* normal ditunjukkan oleh sebanyak 72 sampel (96%), sedangkan kadar hormon *Free-T4* rendah tidak tampak sama sekali (0%) dan kadar hormon *Free-T4* tinggi tampak pada 3 sampel (4%). Kadar hormon *Free-T4* tinggi menunjukkan adanya hipertiroidisme.



Gambar 6. Histogram data kadar hormon TSH<sub>hs</sub>



Gambar 7. Diagram pie sebaran frekwensi kadar hormon TSH<sub>hs</sub> kategori rendah, normal dan tinggi

Tabel 6. Sebaran data kadar hormon TSH<sub>hs</sub>

Kadar TSH <sub>hs</sub>	Frekwensi	Persen	Persen Kumulatif
Normal TSH : 0.3 – 5.0 µIU/mL			
0.03	6	8.0	8.0
0.10	3	4.0	12.0
0.20	2	2.7	14.7
0.30	4	5.3	20.0
0.40	6	8.0	28.0
0.50	5	6.7	34.7
0.60	7	9.3	44.0
0.70	5	6.7	50.7
0.80	2	2.7	53.3
0.90	5	6.7	60.0
1.00	1	1.3	61.3
1.10	3	4.0	65.3
1.20	2	2.7	68.0
1.30	3	4.0	72.0
1.40	3	4.0	76.0
1.50	3	4.0	80.0
1.60	1	1.3	81.3
1.70	3	4.0	85.3
1.80	1	1.3	86.7
1.90	1	1.3	88.0
2.10	2	2.7	90.7
2.20	2	2.7	93.3
2.50	1	1.3	94.7
2.60	3	4.0	98.7
4.10	1	1.3	100.0
4.1-5.0	0	0	0
> 5.0	0	0	0
Total	75	100.0	

Dari tabel 6. diatas diketahui bahwa kadar hormon TSH<sub>hs</sub> rendah ditunjukkan oleh sebanyak 11 sampel (14,7%), sedangkan kadar hormon TSH<sub>hs</sub> tinggi tidak tampak sama sekali (0%) dan kadar hormon TSH<sub>hs</sub> normal tampak pada 64 sampel (85,3%). Kadar hormon TSH<sub>hs</sub> rendah menunjukkan adanya hipertiroidisme.

Interpretasi secara komprehensif / terpadu terhadap sampel – sampel yang menunjukkan kadar kedua hormon (*Free-T4* dan TSH<sub>hs</sub>) dengan 3 kriteria yaitu : rendah, normal dan tinggi, diperoleh hasil sebagai berikut :

Tabel 7. Hasil interpretasi

Sampel	Normotiroid	Hipertiroid Nyata (klinis)	Hipertiroid Laten (subklinis)	Hipotiroid
	<i>Free-T4</i> : Normal <i>TSH<sub>hs</sub></i> : Normal	<i>Free-T4</i> : Tinggi <i>TSH<sub>hs</sub></i> : Rendah	<i>Free-T4</i> : Normal <i>TSH<sub>hs</sub></i> : Rendah	<i>Free-T4</i> : Rendah <i>TSH<sub>hs</sub></i> : Tinggi
Serum darah vena Bumil Trimester 1	64	3	8	0
Persen	85,25 %	4 %	10,75 %	0 %

#### IV. KESIMPULAN

Dari hasil penetapan kadar hormon *Free-T4* dan *TSH<sub>hs</sub>* dalam 75 sampel serum darah vena ibu hamil trimester 1 yang berasal dari puskesmas Seketeng, Labuan Sumbawa dan Kerato, Kabupaten Sumbawa – NTB, disimpulkan bahwa :

1. Ditemukan adanya normotiroid sebanyak 85,25 %.
2. Ditemukan adanya hipertiroidisme nyata (klinis) sebanyak 4% dan hipertiroidisme laten (subklinis) sebanyak 10,75%.
3. Tidak ditemukan adanya hipotiroidisme.
4. Dari 75 orang ibu hamil trimester 1, berdomisili di wilayah Kabupaten Sumbawa – NTB, yang merupakan wilayah endemik gondok kategori berat, tidak ada yang mengidap hipotiroid.

#### V. SARAN

Penelitian ini belum menemukan kasus hipotiroidisme pada ibu hamil trimester 1 karena sampel yang diikutsertakan masih sangat sedikit, dan masih banyak wilayah-wilayah di Kabupaten Sumbawa terutama wilayah dengan dataran tinggi dan terpencil yang belum diikutsertakan, oleh karena itu penelitian ini perlu dilanjutkan.

**DAFTAR PUSTAKA**

1. Shomon L. Mary (1999). Hypothyroidism in Pregnancy and the Potential Effects on the Baby's Intellectual Development. Thyroid Foundation of America. Philadelphia Inquirer. Philadelphia. USA.
2. Shomon L. Mary (1999). Babies Born to Mothers with Untreated Hypothyroidism Have Lower I.Q.'s . Thyroid Foundation of America. Philadelphia Inquirer. Philadelphia. USA.
3. Gerard N. Burrow, Delbert A. Fisher, and P. Reed Larsen (1994). Mechanism of disease : Maternal and Fetal Thyroid Function. The New England Journal of Medicine. Number 16 Volume 331 : 1072-1078.
4. Glinoe D, Delange F, Laboureur I, De Nayer P (1992). Maternal and neonatal thyroid function at birth in an area with of marginally low iodine intake. Journal Clinical Endocrinology Metabolism 75 : 800.
5. Burrow GN (1993). Thyroid function and hyperfunction during gestation. Endocrinology Review 14:194.
6. James E. Hadow Palomaki GE, Allan WC, Williams JR et.al. (1999). Maternal Thyroid Deficiency during Pregnancy and subsequent Neuropsychological Development of the Child . The New England Journal of Medicine. Number 8 Volume 341 : 549 -555.
7. American Association of Clinical Endocrinologists and American College of Endocrinology (1999). AACE position statement on subclinical hyperthyroidism during pregnancy. Endocrine Practice Vol.5 No.6 : 367.
8. Robert Utiger (1999). Pregnancy and Fetal Development. The New England Journal of Medicine. Number 8 Volume 341 : Editorial.
9. Pillai, M.R.A and Bhandarkar, S.D (1988). Radioimmunoassay Principles and Practise. 3rd Revised & Enlarged Edition. BARC. India.
10. Chard, T. (1983). Hormone Assay Methods. Dalam: *Endocrinology of Pregnancy*. Fuchs, F., and Klopper, A., (Editors). 3<sup>rd</sup> Ed. Harper & Row Publishers. Philadelphia.
11. Miles, L. E. M., and Hales, C. N. (1968). Labelled antibodies and immunological assay systems. Nature 219: 186.

**Tanya - Jawab**

**1. Penanya : Suyati (PTKMR – BATAN)**

**Pertanyaan :**

- Apa dampaknya pada janin apabila ibu yang sedang mengandung menderita hipotiroid?

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

- Dampaknya adalah janin beresiko mengalami gangguan keterlambatan atau terhentinya pertumbuhan fisik dan perkembangan mental bisa mengakibatkan kecacatan

**2. Penanya : Tyas Djuhariningrum (PPGN – BATAN)**

**Pertanyaan :**

- Deteksi dini secara fisik pada hipotiroid atau hipertiroid?

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

- Pada penelitian ini adalah deteksi dini secara fisik pada hipotiroid.

## KALIBRASI *LSA TRI CARB PACKARD MODEL 2550 TR/LL* UNTUK CACAHAN NORMAL TAHUN 2000 SAMPAI 2003

Elistina  
PTKMR - BATAN

### ABSTRAK

KALIBRASI *LSA TRI CARB PACKARD MODEL 2550 TR/LL* UNTUK CACAHAN NORMAL TAHUN 2000 SAMPAI 2003. Kalibrasi *LSA Tri Carb 2550 TR/LL* untuk cacahan normal dilakukan dengan menggunakan protokol *SNC/IPA* dengan sumber standar  $^3\text{H}$  dan  $^{14}\text{C}$  yang sudah ditetapkan aktivitasnya serta *background*. *SNC (Self Normalization and Calibration)* berguna untuk menormalisasikan dan mengkalibrasi unjuk kerja alat, sedangkan *IPA (Instrument Performance Assessment)* untuk melihat tampilan alat. Metode yang digunakan adalah metode cacahan normal dengan mencacah sumber standar  $^3\text{H}$ ,  $^{14}\text{C}$  dan *background* pada batasan energi tertentu. Ini dilakukan sebelum alat digunakan untuk mencacah sampel, disamping itu juga untuk menguji alat berdasarkan spesifikasi yang telah tersedia dari perusahaan. Hasil yang diperoleh dalam kalibrasi ini berupa cacah latar, efisiensi, *figure of merit* dan *chi square test*. Untuk tritium diperoleh hasil sebagai berikut : cacah latar ( $x = 15,4925$  cpm dan  $SD = 0,5219$ ), efisiensi ( $x = 59,0030$  % dan  $SD = 0,4584$ ), *figure of merit* ( $x = 226,1303$  dan  $SD = 7,3524$ ) dan *chi square* ( $x = 18,6238$  dan  $SD = 6,8455$ ), untuk karbon-14 diperoleh hasil sebagai berikut : cacah latar ( $x = 23,0608$  cpm dan  $SD = 0,6876$ ), efisiensi ( $x = 95,1799$  % dan  $SD = 0,3716$ ), *figure of merit* ( $x = 518,5065$  dan  $SD = 17,9172$ ) dan *chi square* ( $x = 19,2742$  dan  $SD = 6,0846$ ).

Kata kunci; alat *LSA*, *SNC/IPA*, sumber standar tritium dan karbon-14.

### ABSTRACT

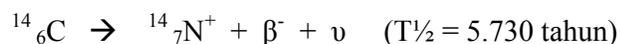
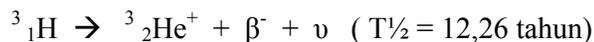
CALIBRATION OF *LSA TRI CARB PACKARD MODEL 2550 TR/LL* BY NORMAL COUNTING MODE FOR 2000 UNTIL 2003. Calibration of *LSA Tri Carb 2550 TR/LL* by normal count mode using *SNC/IPA* protocol,  $^3\text{H}$  and  $^{14}\text{C}$  standard source established and background. *SNC sign (Self Normalization and Calibration)* in cassette using for normalization and calibration and *IPA sign (Instrument Performance Assessment)* for instrument performance. Using method is normal count mode with counting  $^3\text{H}$  and  $^{14}\text{C}$  standard and background for energy established. It has been done to instrument performance before using sample count and testing instrument specification from company. The conducted parameters of this calibration are background, efficiency, figure of merit and chi square test. The results of calibration for tritium are : cacah latar ( $x = 15.4925$  cpm dan  $SD = 0.5219$ ), efisiensi ( $x = 59.0030$  % dan  $SD = 0.4584$ ), *figure of merit* ( $x = 226.1303$  dan  $SD = 7.3524$ ) dan *chi square* ( $x = 18.6238$  dan  $SD = 6.8455$ ), untuk karbon-14 diperoleh hasil sebagai berikut : cacah latar ( $x = 23.0608$  cpm dan  $SD = 0.6876$ ), efisiensi ( $x = 95.1799$  % dan  $SD = 0.3716$ ), *figure of merit* ( $x = 518.5065$  dan  $SD = 17.9172$ ) dan *chi square* ( $x = 19.2742$  dan  $SD = 6.0846$ ).

Keywords; *LSA*, *SNC/IPA*,  $^3\text{H}$  and  $^{14}\text{C}$  sources standard

## PENDAHULUAN

Pencacah kelip cair (*Liquid Scintillation Analyzer*) merupakan alat cacah yang sangat sensitif digunakan secara luas sebagai teknik pendeteksi dan pengukur jumlah radioaktivitas. Teknik pengukuran dapat diaplikasikan pada semua bentuk peluruhan radioaktif, seperti partikel alfa dan beta, elektron *capture* dan radionuklida pemancar sinar gamma. Pencacah kelip cair menggunakan teknik analitik untuk mengukur aktivitas suatu radionuklida berdasarkan laju cahaya foton yang dipancarkan oleh larutan di dalam sampel dan teknik ini juga didasarkan pada fenomena fisika yang menjelaskan struktur zat dan radioaktivitas yang ada. Pencacah kelip cair umumnya digunakan dalam lingkup yang luas di bidang biologi dan kedokteran terutama untuk mencacah sampel radioaktif pemancar beta ( $\beta^-$ ) yang bertenaga rendah, seperti Tritium dan Karbon 14. Meskipun demikian pencacah kelip cair sering juga dipakai dalam bidang geologi, arkeologi, ekologi, klimatologi dan sebagainya.

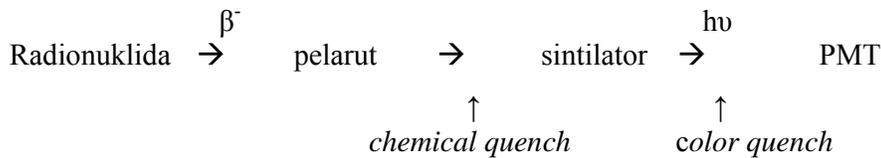
Untuk dapat memahami mekanisme pencacah kelip cair, perlu diketahui terlebih dahulu gejala peluruhan  $\beta^-$  yang terjadi pada Tritium dan Karbon 14. Kestabilan suatu inti tergantung pada perbandingan jumlah neutron dan proton dalam inti tersebut. Untuk nuklida yang bernomor atom kecil ( $Z < 20$ ) perbandingan neutron dan proton stabil ( $N/Z=1$ ). Isotop isotop Tritium dan Karbon 14 merupakan isotop yang tidak stabil atau bersifat radioaktif, untuk menjadi stabil maka satu neutron diubah menjadi proton, sehingga akan memancarkan sinar  $\beta^-$  (*elektron*) dan anti neutron yang disebut peluruhan  $\beta^-$ . Untuk Tritium dan Karbon 14 reaksi peluruhannya sebagai berikut :



Elektron elektron yang dipancarkan oleh satu jenis isotop pemancar beta ( $\beta^-$ ) tidak mempunyai energi yang sama, dapat dari nol sampai maksimum yang besarnya berbeda untuk setiap isotop. Sinar  $\beta^-$  yang dipancarkan oleh inti bukan pada energi maksimum ( $E_{\text{max}}$ ) tetapi yang paling sering hanya  $1/3 E_{\text{max}}$ . Dengan demikian spektrum  $\beta^-$  merupakan spektrum yang mempunyai puncak pada tenaga  $1/3 E_{\text{max}}$ . Nilai  $E_{\text{max}}$  untuk Tritium adalah 18,6 keV dan Karbon-14 adalah 156 keV<sup>[2]</sup>.

Spektrum  $\beta^-$  yang dipancarkan dari inti mempunyai kemampuan untuk berinteraksi dengan materi disekitarnya. Ada beberapa bahan organik yang apabila dikenai spektrum  $\beta^-$

akan menghasilkan foton-foton kelipan cahaya. Proses pembentukan kelipan cahaya ini merupakan dasar kerja pencacah kelip cair, yang dapat dilihat pada bagan dibawah ini :



Kegunaan detektor kelip cair adalah untuk mendeteksi dan menentukan jumlah zat radioaktif yang terkandung dalam suatu sampel. Proses dasar kelip cair ini adalah sinar  $\beta^-$  yang dipancarkan oleh inti akan berinteraksi dengan materi di sekitarnya. Untuk itu diperlukan bahan pendeteksi sinar  $\beta^-$  berupa campuran beberapa zat organik yang dapat menghasilkan foton kelipan cahaya dengan persyaratan tertentu yang disebut juga *cocktail*. Berdasarkan proses dasar kelip cair tersebut maka perlu dilakukan uji kualitas alat dengan cara kalibrasi sebelum melakukan pencacahan sampel. Kalibrasi alat menggunakan sumber standar yang sudah ada yaitu Tritium dan Karbon 14 (*unquenched standard*), disamping itu juga dapat dilakukan kalibrasi menggunakan sumber standar Fosfor 32 apabila ingin dilakukan pengukuran sampel radioaktif yang mempunyai  $E_{\max}$  sampai dengan 2.000 keV karena alat ini dapat mencacah zat radioaktif pemancar  $\beta^-$  secara manual sampai energi tersebut. Metoda yang dipakai adalah metoda cacahan normal karena metode ini paling banyak digunakan dan terdapat pada semua jenis alat LSA<sup>[1]</sup>. Sebelum pencacah kelip cair digunakan, perlu dilakukan pengaturan kondisi kerja optimum alat sesuai dengan radionuklida apa yang akan dicacah dan diperlukan sumber standar bebas pemadam (*unquench standard*) yang terdiri dari isotop murni dalam *cocktail* dan dimasukkan dalam tabung tertutup rapat. Untuk itu perlu diketahui spesifikasi alat yang tersedia seperti : kondisi optimum peralatan, batasan energi, efisiensi detektor, cacah latar, *figure of merit* dan uji *chi square*.

Uji kualitas alat dilakukan menggunakan protocol *SNC/IPA* dan sumber standar kalibrasi. Kaset dengan tanda *SNC/IPA* merupakan tempat untuk meletakkan vial secara berurutan mulai dari Karbon 14, Tritium dan cacah latar. Tanda *SNC (Self Normalization and Calibration)* berguna untuk menormalisasi dan mengkalibrasi unjuk kerja alat, sedangkan tanda *IPA (Instrument Performance Assessment)* untuk menilai tampilan alat. Selama uji kualitas berlangsung tegangan tinggi dari alat akan memberikan respon pada masing masing tabung pelipat ganda foton (*PMT*) hingga tabung tabung tersebut

dinormalkan (*normalized*) sampai titik akhir spektrum pada posisi normal. Protokol *SNC/IPA* dilakukan pengujian parameter instrumen alat terhadap sumber standar kalibrasi.

Tujuan kalibrasi ini adalah untuk melihat dan mengetahui sejauh mana tampilan, kemampuan dan unjuk kerja alat dalam melakukan pencacahan sampel, disamping itu juga untuk melihat sejauh mana kebenaran yang dinyatakan oleh pabrik terhadap spesifikasi alat yang diberikan. Kalibrasi yang dilakukan mudah dan sederhana karena sudah dilengkapi dengan program khusus kalibrasi menggunakan protokol *SNC/IPA* dan sumber standar. Apabila hasil evaluasi memperlihatkan sebuah parameter keluar dari batasan yang ada, maka akan tercetak pesan di kertas cetak (*print out*) sehingga perlu dilakukan kalibrasi ulang selama 1 hari ( $\pm 23$  jam). Bertitik tolak dari hal tersebut maka perlu dilakukan kalibrasi alat secara berkala, dan telah dilaksanakan dari tahun 2000 sampai dengan 2003, yang merupakan langkah awal sebelum mencacah sampel untuk mendapatkan hasil yang akurat dan teliti.

## **TATA KERJA**

### **A. BAHAN DAN PERALATAN**

Sebagai alat ukur digunakan *Liquid Scintillation Analyzer (LSA) 2550 TR/LL* Tri Carb Packard buatan Packard Instrument Company Inc, a Canberra Company USA sedangkan sebagai larutan standar kalibrasi yaitu Tritium ( $^3\text{H}$ ) yang tidak diberi pemadam (*unquenched standard*) dengan aktivitas 289.400 dpm pada tanggal 3 Januari 1992, No. seri 92, No. Katalog 6008500, Packard Instrument B.V Chemical Operations, A Canberra Company Netherland (1992), larutan standar kalibrasi yaitu Karbon 14 ( $^{14}\text{C}$ ) yang tidak diberi pemadam (*unquenched standard*) dengan aktivitas 131.100 dpm pada tanggal 3 September 1991, No. seri 94, No. Katalog 6008500, Packard Instrument B.V Chemical Operations, A Canberra Company Netherland (1992) dan *Background standard* pada bulan Januari 1992, No. seri 92, No. Katalog 6008500, Packard Instrument B.V Chemical Operations, A Canberra Company Netherland (1992).

### **B. PROSEDUR KERJA**

Protokol bertanda *SNC/IPA* diselipkan ke dalam kaset sampel dan diatur pada posisi pembacaan (*reset*) lalu vial larutan standar kalibrasi dimasukkan sesuai nomor urut yang ada pada kaset yaitu Karbon 14, Tritium dan *background*. Status instrumen ditentukan dengan melihat pesan di layar monitor, apabila tertulis pesan *IDLE* berarti alat

siap untuk dioperasikan kemudian masukan data parameter IPA pada kolom yang tersedia. Kaset diletakkan ke dalam alat dan dipastikan bahwa tidak ada kaset lain, kemudian tekan tombol F11 (hijau) maka kaset akan bergerak pada posisi pencacahan. Setelah proses kalibrasi selesai, data pencacahan akan tercetak secara otomatis di atas kertas cetak.

**C. PERHITUNGAN**

Hasil hasil uji parameter *IPA* dilakukan menggunakan formula perhitungan sebagai berikut:

1. Koreksi cacah latar (*background*), dilakukan sebelum perhitungan hasil cacah sampel (koreksi  $T_{1/2}$ )

$$CPM_{(terkoreksi)} = CPM_{(referensi)} - CPM_{(BKG)} \dots\dots\dots (1)$$

2. Efisiensi detektor

$$Eff = \frac{CPM}{DPM \cdot Yield} \times 100 \%, \text{ dimana Yield} = 1$$

$$Eff = \frac{CPM}{DPM} \times 100 \% \dots\dots\dots (2)$$

3. *Figure of Merit (FOM)*

$$FOM = \frac{(Eff)^2 (\%)}{BKG (cpm)} \dots\dots\dots (3)$$

4. *Chi Square Test*

$$X^2 = \frac{\sum (CNT_i - CNT)^2}{CNT} \text{ , dimana : } CNT_i = \text{jumlah cacah total } \dots(4)$$

$CNT = \text{jumlah cacah rerata}$

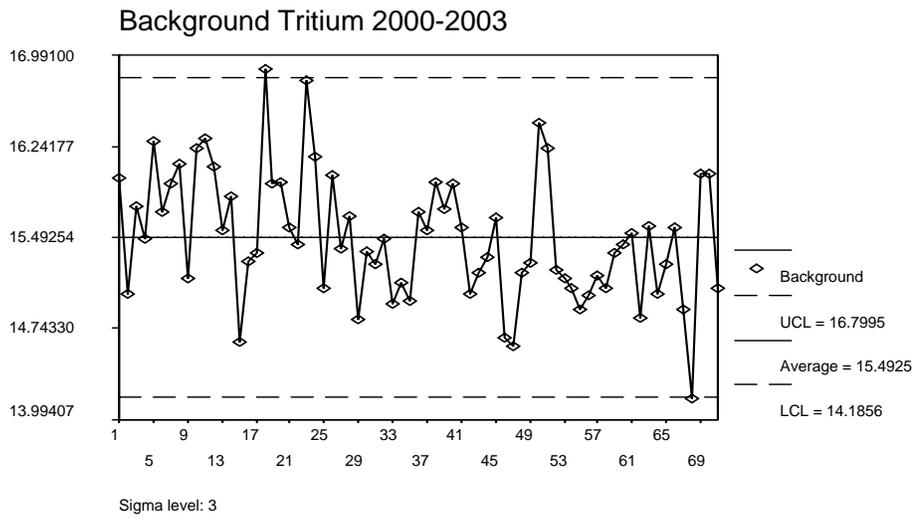
**HASIL DAN PEMBAHASAN**

Hasil cacahan standar tritium pada empat parameter yang diuji untuk 71 sampel pada tahun 2000 – 2003 dicantumkan dalam Tabel 1.

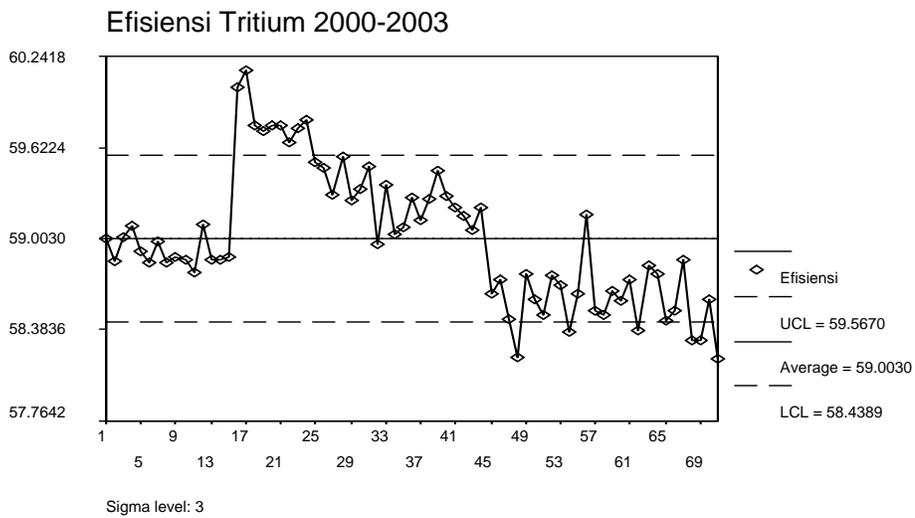
Tabel 1. Hasil cacahan standar tritium yang diuji pada empat parameter dari tahun 2000 sampai dengan 2003.

Tahun Pelaksanaan	Parameter yang diuji	Jumlah Sampel	Batas	Nilai Minimum	Nilai Maksimum	Rerata	Deviasi Standar
2000	<i>Background</i>	25	2,25	14,63	16,88	15,7780	0,5346
	<i>Efisiensi</i>		1,38	58,77	60,15	59,2680	0,4593
	<i>FOM</i>		28,81	212,11	240,92	224,1531	8,1739
	<i>Chi Square</i>		27,65	8,40	36,05	18,2688	6,3946
2001	<i>Background</i>	16	1,18	14,82	16,00	15,4681	0,3668
	<i>Efisiensi</i>		0,60	58,96	59,56	59,2819	0,1712
	<i>FOM</i>		16,38	219,75	236,13	228,5200	5,0107
	<i>Chi Square</i>		32,22	10,11	42,33	19,7325	9,0441
2002	<i>Background</i>	14	1,83	14,60	16,43	15,2829	0,5159
	<i>Efisiensi</i>		1,01	58,20	59,21	58,6936	0,2901
	<i>FOM</i>		27,14	209,34	236,48	226,3586	7,7324
	<i>Chi Square</i>		13,98	9,57	23,55	17,4486	4,3270
2003	<i>Background</i>	16	1,85	14,17	16,02	15,2544	0,4586
	<i>Efisiensi</i>		0,98	58,19	59,17	58,5806	0,2471
	<i>FOM</i>		29,13	212,60	241,73	226,6294	7,4515
	<i>Chi Square</i>		24,59	10,13	34,72	19,0981	7,2289

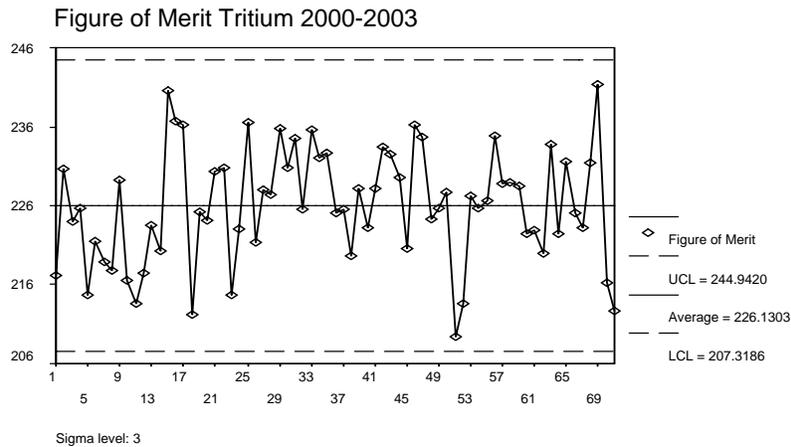
Hasil dalam tabel di atas merupakan hasil rerata untuk kalibrasi selama empat tahun pencacahan. Perbedaan hasil yang diperoleh dapat terlihat dari perubahan sampel rerata pada *background*, *efisiensi*, *figure of merit* dan *chi square* seperti yang terlihat pada grafik di bawah ini.



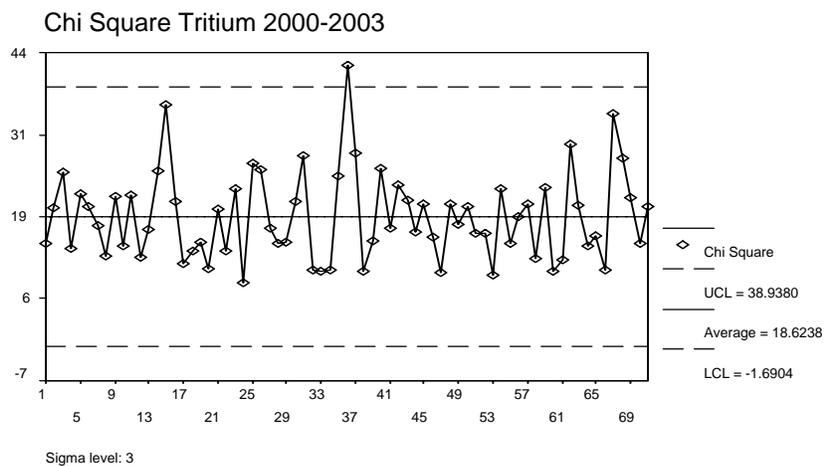
Gambar 1. Hasil cacahan cacah latar (*background*) Tritium tahun 2000-2003



Gambar 2. Hasil cacahan Efisiensi Tritium tahun 2000-2003



Gambar 3. Hasil cacahan Figure of Merit Tritium tahun 2000-2003



Gambar 4. Hasil cacahan *Chi Square* Tritium tahun 2000-2003

Hasil cacah latar (*background*) untuk tritium ada satu titik di atas batasan atas sedangkan yang lain masuk dalam batasan, hal ini dapat disebabkan adanya kontaminan pada detektor maupun akibat adanya pertukaran elektrostatis yang terjadi saat kalibrasi alat menggunakan perhitungan statik namun rerata hasil masih dalam batasan yang telah ditetapkan. Untuk hasil efisiensi alat ternyata ada beberapa titik yang berada di luar batasan yang ditetapkan dalam spesifikasi alat dan yang lain nilainya berada dalam batasan yang ditetapkan. Ini dapat terjadi karena dipengaruhi oleh nilai transfer indeks sampel standar yang berada pada batasan 950 s/d 1050 sesuai ketentuan yang ada, sehingga perlu dilakukan koreksi ulang menggunakan standar koreksi, walaupun demikian hasil rerata

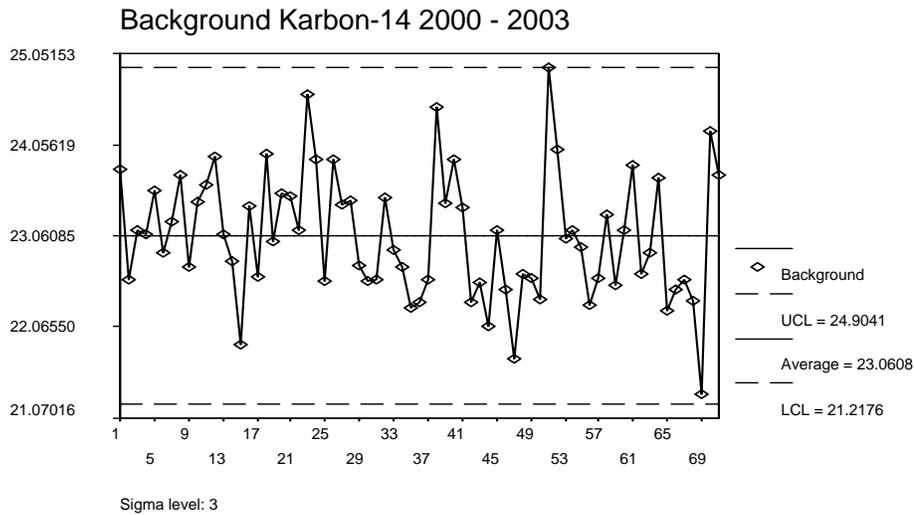
yang diperoleh adalah  $59,003 \% \approx (\pm 60 \%)$  dapat juga dikatakan bahwa alat cukup sensitif untuk mengukur tritium. Nilai *figure of merit* yang diperoleh dari hasil cacahan semua masuk ke dalam batasan yang telah ditetapkan, ini menunjukkan adanya pengaruh nilai efisiensi dan cacah latar yang berguna untuk menentukan waktu cacah sampel. Pengujian *chi square* dilakukan untuk mengetahui stabilitas alat dan hasil yang diperoleh berada pada batas yang telah ditetapkan, hanya ada satu titik di atas batasan tetapi ini tidak mempengaruhi hasil secara keseluruhan. Hasil rerata yang diperoleh untuk tritium, yaitu: cacah latar ( $x = 15,4925$  cpm dan  $SD = 0,5219$ ), efisiensi ( $x = 59,0030 \%$  dan  $SD = 0,4584$ ), *figure of merit* ( $x = 226,1303$  dan  $SD = 7,3524$ ) dan *chi square* ( $x = 18,6238$  dan  $SD = 6,8455$ ).

Hasil yang diperoleh dari cacahan standar karbon 14 sebanyak 71 sampel pada tahun 2000 – 2003 dicantumkan dalam tabel 2.

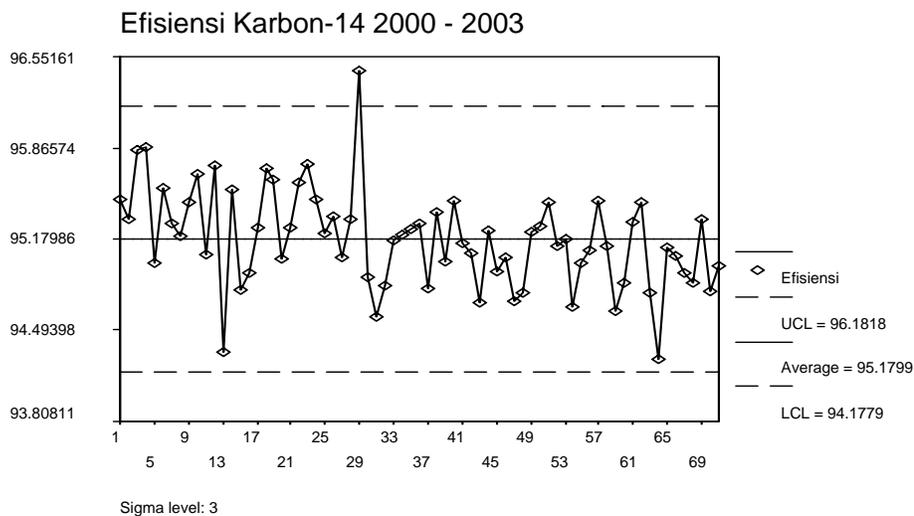
Tabel 2. Hasil cacahan standar karbon 14 yang diuji pada empat parameter dari tahun 2000 sampai dengan 2003.

Tahun Pelaksanaan	Parameter yang diuji	Jumlah Sampel	Batasan	Nilai Minimum	Nilai Maksimum	Rerata	Deviasi Standar
2000	<i>Background</i>	25	2,72	21,88	24,60	23,2608	0,5800
	<i>Efisiensi</i>		1,54	94,33	95,87	95,3628	0,3659
	<i>FOM</i>		50,73	499,37	550,10	522,4548	14,1311
	<i>Chi Square</i>		21,27	9,90	31,17	21,2148	5,9371
2001	<i>Background</i>	16	2,19	22,28	24,47	23,1300	0,6368
	<i>Efisiensi</i>		1,86	94,59	96,45	95,2019	0,4117
	<i>FOM</i>		70,34	475,54	545,88	517,5606	17,0389
	<i>Chi Square</i>		25,84	4,73	30,57	16,5363	6,6942
2002	<i>Background</i>	14	3,18	21,72	24,90	22,8493	0,8046
	<i>Efisiensi</i>		0,79	94,67	95,46	95,0300	0,2450
	<i>FOM</i>		66,71	478,70	545,41	515,0886	20,4931
	<i>Chi Square</i>		18,34	9,74	28,08	20,1900	5,3108
2003	<i>Background</i>	16	2,87	21,33	24,20	22,8644	0,7395
	<i>Efisiensi</i>		1,19	94,28	95,47	95,0031	0,3132
	<i>FOM</i>		72,80	480,47	553,27	516,2737	21,9355
	<i>Chi Square</i>		18,64	7,37	26,01	18,1787	5,5482

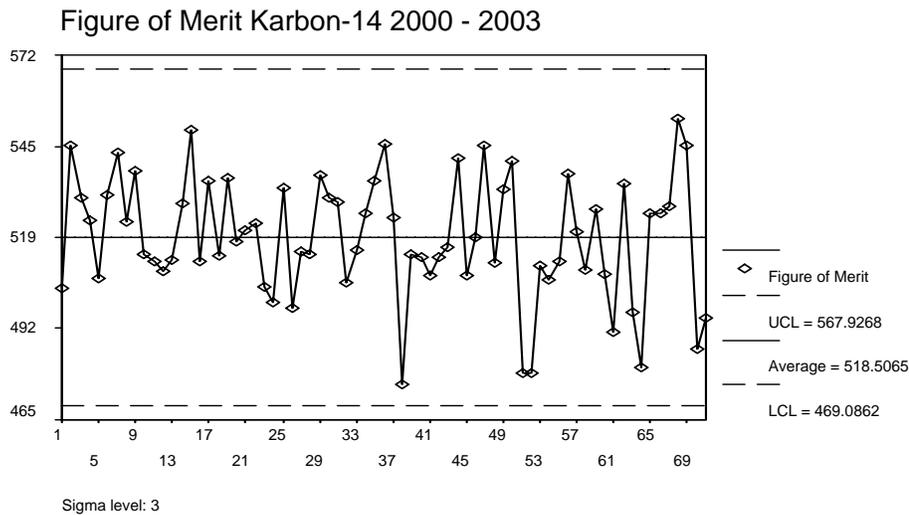
Hasil dalam tabel di atas juga merupakan hasil rerata untuk kalibrasi selama empat tahun pencacahan. Perbedaan hasil yang diperoleh dapat terlihat pada grafik di bawah ini.



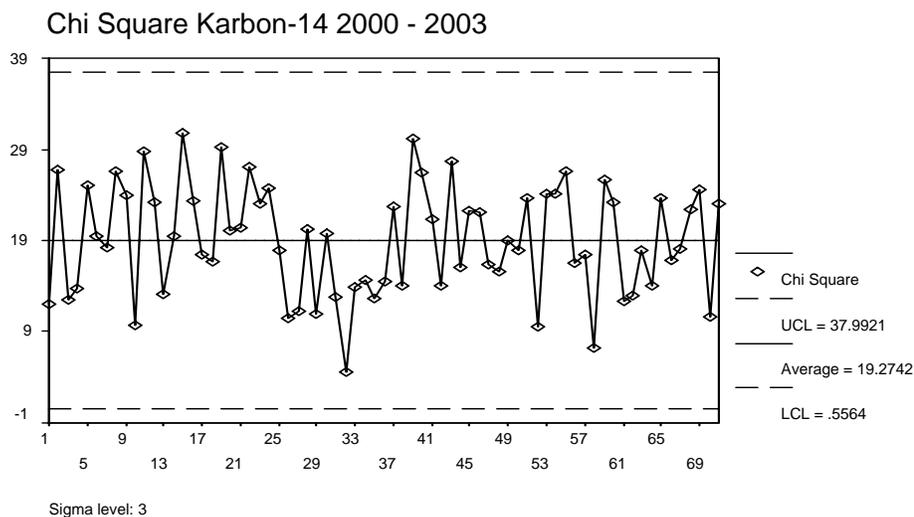
Gambar 5. Hasil cacahan cacah latar (*background*) Karbon 14 tahun 2000-2003



Gambar 6. Hasil cacahan Efisiensi Karbon 14 tahun 2000-2003



Gambar 7. Hasil cacahan *Figure of Merit* Karbon 14 tahun 2000-2003



Gambar 8. Hasil cacahan *Chi Square* Karbon 14 tahun 2000-2003

Hasil cacah latar (*background*) untuk karbon-14 dapat dilihat dalam grafik berada dalam batasan yang telah ditetapkan sehingga dapat diketahui bahwa pada detektor tidak ada kontaminan dan pengaruh cahaya dari luar saat dilakukan uji kualitas alat. Untuk hasil efisiensi alat ternyata ada satu titik yang berada di atas batasan atas, ini dapat terjadi karena dipengaruhi oleh nilai transfer indeks sampel standar yang berada pada batasan 950 s/d 1050 yang telah ditetapkan sehingga perlu dilakukan koreksi ulang menggunakan standar

koreksi, walaupun demikian hasil rerata berada dalam batasan yang ada, sehingga dapat dikatakan bahwa alat cukup sensitif untuk mengukur karbon 14. Nilai *figure of merit* yang diperoleh semua berada dalam nilai batasan yang ditetapkan dan ini menunjukkan adanya pengaruh nilai efisiensi dan cacah latar yang dapat mempengaruhi waktu cacah sampel. Pengujian *chi square* dilakukan untuk mengetahui stabilitas detektor dan hasil yang diperoleh berada pada batasan yang telah ditetapkan. Hasil rerata karbon-14 yang diperoleh sebagai berikut : cacah latar ( $x = 23,0608$  cpm dan  $SD = 0,6876$ ), efisiensi ( $x = 95,1799$  % dan  $SD = 0,3716$ ), *figure of merit* ( $x = 518,5065$  dan  $SD = 17,9172$ ) dan *chi square* ( $x = 19,2742$  dan  $SD = 6,0846$ ).

Hasil yang telah diperoleh dalam kalibrasi alat *LSA* secara umum dapat dikatakan dalam kondisi yang baik sehingga dapat digunakan untuk pencacahan sehingga akan diperoleh hasil yang teliti. Seperti yang telah dibicarakan sebelumnya bahwa alat ini digunakan untuk mencacah zat radioaktif yang mempunyai energi beta rendah dan dikalibrasi dengan sumber standar tritium dan karbon 14.

## KESIMPULAN

Kalibrasi alat *LSA model 2550 TR/LL Tri Carb Packard* dengan cara melakukan cacahan normal untuk parameter *IPA* pada Tritium secara keseluruhan tidak ada perubahan dari tahun ke tahun walaupun ada beberapa hasil di luar batasan dengan rerata masuk dalam batasan yang ditetapkan, demikian juga dengan hasil parameter *IPA* pada Karbon 14 juga hampir semua masuk dalam batasan yang ditetapkan. Ini dapat dikatakan bahwa alat masih cukup baik dan sesuai dengan tampilan, kemampuan dan unjuk kerja alat untuk memperoleh hasil cacah sampel yang akurat dan teliti.

## SARAN

Sebaiknya alat ini dilakukan juga kalibrasi menggunakan Fosfor 32 mengingat alat dapat mencacah sampel radioaktif sampai dengan energi 2.000 keV.

## DAFTAR PUSTAKA

1. KESSLER, J.M., *Liquid Scintillation Analysis (Science and Technology)*, Packard, A Canberra Company (1989).

2. WISNU SUSETYO, *Pencacah Kelip Cair*, Program Pendidikan dan Latihan Instrumentasi Kimia-I, BATAN (1983).
3. A PACKARD., *Operation Manual Liquid Scintillation Analyzer Model 2550 TR/LL, Tri Carb*, Packard (1990).

## STUDI KASUS AKIBAT *ACUTE INTAKE TRITIUM* TERHADAP PEKERJA RADIASI

Elistina  
PTKMR – BATAN

### ABSTRAK

STUDI KASUS AKIBAT *ACUTE INTAKE TRITIUM* TERHADAP PEKERJA RADIASI. Telah dilakukan studi kasus kontaminasi interna apabila terjadi *acute intake Tritium* terhadap pekerja radiasi di tempat kerja. Hal pertama yang harus dilakukan adalah mencatat apa saja yang berhubungan dengan kecelakaan tersebut lalu sampel urin dikumpul selama 24 jam dan dicacah menggunakan alat *LSA 2550 TR/LL Tri Carb Packard* kemudian menghitung aktivitas Tritium yang ada di dalam sampel urin. Dari aktivitas Tritium yang diperoleh dapat dihitung nilai *intake*, dosis efektif terikat dan tingkat acuan. Aktivitas Tritium dalam sampel urin adalah sebagai berikut : sampel A (1.160,50) Bq/L, sampel B (7.338,17) Bq/L, sampel C (15.891,67)Bq/L, sampel D (25.677,83) Bq/L dan sampel E (32.537,83) Bq/L, nilai intake Tritium dalam sampel sebagai berikut : sampel A (55.261,90) Bq, sampel B (349.436,67) Bq, sampel C (756.746,19)Bq, sampel D (1.222.753,81) Bq dan sampel E (1.549.420,48) Bq. Nilai dosis efektif terikat (*CED*) yang diperoleh sebagai berikut : sampel A ( $9,947 \cdot 10^{-7}$ ) Sv, sampel B ( $6,290 \cdot 10^{-6}$ ) Sv, sampel C ( $1,362 \cdot 10^{-6}$ ) Sv, sampel D ( $2,201 \cdot 10^{-5}$ ) Sv dan sampel E ( $2,789 \cdot 10^{-5}$ ) Sv. Nilai *CED* yang diperoleh lebih kecil dari nilai  $RL < 0,001$  Sv maka hasil di atas dapat diabaikan dan kondisi fisik pekerja radiasi masih dalam batas normal.

Kata kunci: *acute intake*, Tritium, urin, *LSA 2550 TR/LL Tri Carb Packard*, *intakes*, *CED* dan *RL*

### ABSTRACT

CASE STUDY OF TRITIUM ACUTE INTAKE TO RADIATION WORKERS. It has been conducted on case study of internal contamination of Tritium to radiation worker at workplace. First, we have to note the story of accident then urine samples collected for 24-hours and counted activity of Tritium samples using *LSA 2550 TR/LL Tri Carb Packard*. Activities of Tritium obtained value of intake, committed effective dose and reference level can be calculated. The results of determination of Tritium content in urine as follows : sample A (1,160.50) Bq/L, sample B (7,338.17) Bq/L, sample C (15,891.67)Bq/L, sample D (25,677.83) Bq/L and sample E (32,537.83) Bq/L, value of Tritium in urine sample were follows : sample A (55,261.90) Bq, sample B (349,436.67) Bq, sample C (756,746.19)Bq, sample D (1,222,753.81) Bq and sample E (1,549,420.48) Bq and value of committed effective dose were follows : sample A ( $9.947 \cdot 10^{-7}$ ) Sv, sample B ( $6.290 \cdot 10^{-6}$ ) Sv, sample C ( $1.362 \cdot 10^{-6}$ ) Sv, sample D ( $2.201 \cdot 10^{-5}$ ) Sv and sample E ( $2.789 \cdot 10^{-5}$ ) Sv. Value of *CED* obtained smaller than value  $RL < 0.001$  Sv so the value of Tritium counting that can be eliminated and physical of radiation worker within normal level.

Keywords: acute intake, Tritium, urine, *LSA 2550 TR/LL Tri Carb Packard*, *intakes*, *CED* and *RL*

## PENDAHULUAN

Tritium ( $^3\text{H}$ ) adalah isotop hidrogen yang terberat dan bersifat radioaktif, meluruh menjadi Helium ( $^4\text{He}$ ) dengan memancarkan energi beta murni ( $E_{\text{max}} = 18,6 \text{ keV}$ ) dan mempunyai waktu paruh 12,26 tahun, sedangkan isotop hidrogen lainnya seperti protium ( $^1\text{H}$ ) dan deuterium ( $^2\text{H}$ ) bersifat stabil. Data metabolisme hidrogen yang berasal dari manusia acuan (*ICRP, 1975*), sebagai berikut ; hidrogen yang terkandung dalam tubuh berjumlah 7.000 gram dan terdapat dalam jaringan lunak sebanyak 6.300 gram. Hidrogen yang masuk ke dalam tubuh setiap hari berjumlah 350 gram sedangkan air yang terkandung dalam tubuh berjumlah 42.000 gram dan air yang teroksidasi berjumlah 3.000 gram. HTO merupakan senyawa oksida Tritium yang paling mudah terbentuk dan dapat masuk ke dalam tubuh melalui ingesti, inhalasi atau penyerapan melalui kulit serta dengan cepat diserap di dalam tubuh dan bercampur dengan air yang terdapat dalam jaringan tubuh sehingga menyebabkan gangguan terhadap sel-sel jaringan tubuh. Laju perputaran air yang terkandung di dalam tubuh sangat bervariasi tergantung dari laju *intake* cairan yang masuk ke dalam tubuh dan temperatur *ambient*<sup>[1]</sup>.

Tritium (*Tritiated water*) yang masuk ke dalam tubuh melalui mulut dapat diasumsikan secara utuh langsung menuju sistem pencernaan dan bercampur cepat dengan cairan 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 dan besarnya dosis ekuivalen yang diterima dapat mengendap di dalam paru-paru selama bertahun-tahun selain itu Tritium juga dapat masuk ke dalam tubuh melalui kulit akibat luka.

Berbagai data yang diperoleh dari hasil penelitian menyatakan adanya indikasi Tritium mengendap di dalam tubuh, disarankan retensi ini dihitung melalui fungsi eksponensial 3<sup>[2]</sup>:

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

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 % dosis total. Sehingga dapat diasumsikan bahwa retensi dari *HTO* dapat dihitung melalui fungsi eksponensial tunggal dengan waktu paruh 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.

$$C_u(t) = 1/42.000 \exp(-0,693 t/T_i)$$

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>.

Dalam ICRP Pub. 54, diterangkan bahwa Tritium mempunyai energi efektif spesifik (*SEE*) pada jaringan lunak (*soft tissues*) sebesar  $9,0 \times 10^{-8}$  MeV/gr/*transfer*. Jumlah perpindahan sumber di dalam organ atau jaringan per *intake* adalah  $1,2 \times 10^6$  *transfer*/Tritium untuk ingesti dan inhalasi. Data dosimetri *Committed Dose Equivalent*,  $H_{50}$  adalah  $1,7 \times 10^{-11}$  Sv/Bq. Efek yang diakibatkan bila seseorang terkontaminasi Tritium adalah efek stokastik. Sejumlah kecil sisa *intake* yang ada di dalam tubuh pada pengukuran langsung maupun yang diekskresikan dari dalam tubuh untuk pengukuran tidak langsung,  $m(t)$  tergantung pada waktu paroh fisika dan biokinetik radionuklida dan merupakan fungsi waktu sejak masuknya radionuklida ke dalam tubuh. Untuk Tritium nilai  $m(t)$  adalah  $2,1 \times 10^{-2}$  (Bq/L)/Bq<sup>[4]</sup>.

Pemantauan terhadap pekerja radiasi dibagi menjadi dua, yaitu pemantauan rutin untuk kondisi normal dan pemantauan khusus bila terjadi kondisi tidak normal atau kecelakaan dapat berupa *acute* atau *chronic intake*. Pada pemantauan khusus, waktu masuknya radionuklida ke dalam tubuh (*intake*) diketahui secara pasti dan pengukurannya dilakukan dalam beberapa hari secara berurutan sampai hari ke sepuluh atau lebih dan dicatat seluruh datanya. Besarnya nilai fraksi urin yang diekskresikan pada setiap waktu T, dapat ditentukan langsung pada kurva hubungan antara T (hari) versus fraksi aktivitas hasil pernapasan sesuai dengan ICRP Pub.54 untuk setiap radionuklida yang ditentukan. Dari kurva tersebut memperlihatkan keadaan *acute intake*. Perhitungan dan evaluasi dosis Tritium dapat dilakukan untuk *intake* kronik dan akut pada kondisi normal dan kondisi tidak normal (*accidental intake*)<sup>[5,6]</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, yaitu air berat murni (*virgin heavy water*), sampel urin, air reaktor berat (*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.

Alat yang digunakan untuk menentukan kadar tritium adalah alat pencacah beta. *Liquid Scintillation Analyzer (LSA)* adalah sistem spektroskopi yang menggunakan skintilator cair sebagai detektor. Bahan yang digunakan sebagai skintilator dalam teknik kelip cair ini adalah campuran beberapa zat organik yang disebut juga skintilator cair (*cocktail*). Sebelum dilakukan pencacahan, sampel radioaktif harus dilarutkan dalam skintilator cair. Skintilator terdiri dari pelarut (*solvent*) biasanya berupa senyawa aromatik dan zat terlarut (*solute*) berupa bahan fluoresensi organik. Ketika zat radioaktif pemancar beta dilarutkan dalam skintilator, energi beta diserap oleh molekul-molekul pelarut sehingga menyebabkan molekul tersebut tereksitasi dan pada saat akan kembali ke keadaan awal molekul pelarut akan memancarkan energi berupa cahaya UV dengan panjang gelombang antara 200 sampai 260 nm. Karena pancaran UV tidak cukup baik untuk dideteksi maka bahan fluoresensi ditambahkan ke dalam larutan yang mampu menyerap pancaran UV dan memancarkan energi dengan panjang gelombang yang lebih panjang (400 sampai 420 nm). Sehingga pancaran UV dapat dideteksi dengan sensitivitas yang lebih besar. Alat cacah ini banyak digunakan untuk penentuan radioaktif pemancar beta murni, pemancar beta-gamma, tangkapan elektron gamma maupun radiasi *Cerenkov*<sup>[7]</sup>. Alat *LSA* paling populer untuk menentukan kadar suatu radioaktif pemancar beta dengan energi rendah karena mempunyai sensitivitas dan efisiensi yang baik.

Dalam makalah ini akan diuraikan studi kasus akibat *acute intake* terhadap Tritium apabila terjadi kecelakaan yang disebabkan oleh *HTO*/<sup>3</sup>H. Studi ini dibuat dalam mengantisipasi apabila terjadi kecelakaan yang dapat menyebabkan *acute intake* pada pekerja radiasi yang bekerja dengan Tritium ataupun yang berhubungan dengan Tritium. Dalam studi ini dibuat skenario yang menggambarkan daerah kerja dengan catatan keselamatan secara keseluruhan baik. Sejumlah besar Tritium dalam bentuk kimia yang berbeda sedang diproses di laboratorium. Ketika insiden terjadi, para pekerja sedang memanaskan tutup ampul tanpa disengaja sebuah tabung gelas yang berisi Tritium jatuh dan pecah sehingga tidak diketahui jumlah Tritium yang masuk ke atmosfer. Alasan dilakukan pemantauan karena alarm monitor Tritium di dalam ruangan berbunyi dan diduga telah terjadi *acute intake* pada pekerja, sehingga perlu dilakukan pengumpulan sampel urin para pekerja. Kegiatan ini dilakukan di laboratorium *Internal Dosimetry Division BARC* Mumbai, India. Pengumpulan sampel dilakukan selama 24 jam dan ditentukan kadar tritium dalam sampel urin menggunakan *LSA 2550 TR/LL Tri Carb Packard*, selanjutnya menghitung aktivitas Tritium (Bq/L) dalam urin serta perhitungan

*Minimum Detectable Amount, Intake, Committed Effective Dose* dan tingkat acuan yang dipakai.

**TATA KERJA**

**Persiapan sampel**

Sampel urin dikumpulkan kira-kira 1 L (perkiraan urin yang diekskresikan selama 24 jam) ke dalam botol gelas yang bersih dan kering lalu tutup dan disimpan dalam lemari pendingin sampai siap dicacah. Sampel urin yang telah berisi radionuklida lain dan bahan kimia anorganik dan organik dapat menyebabkan penurunan efisiensi pencacahan yang diakibatkan adanya pemadam (*quenching*) maka perlu dilakukan penyulingan sampel (distilasi). Sampel cacah latar disiapkan dengan menambahkan air distilat ke dalam volume sintilator yang sama dengan sampel urin.

**Pengukuran**

Kalibrasi dilakukan dengan menyiapkan satu larutan standar tritium yang akan dicacah bersama-sama dengan sampel cacah latar dan sampel urin. Setelah sampel didistilasi dan distilatnya diambil lalu dicampur dengan skintilator dan diaduk rata kemudian dicacah menggunakan alat LSA<sup>[6]</sup>.

**Perhitungan**

Hasil cacahan sampel yang diperoleh dalam cacahan per menit (cpm). Hubungan antara hasil cacahan dan aktivitas suatu radioaktif dikenal dengan istilah efisiensi pencacahan.

$$\text{Efisiensi} = \frac{\text{cpm}}{\text{dpm}} \times 100\%$$

Dari persamaan di atas dapat ditentukan aktivitas radioaktif dalam sampel dengan cara :

$$\text{Aktivitas (Bq/L)} = \frac{\text{cpm}}{\text{Efisiensi}} \quad \beta = 100 \% \quad \dots\dots\dots (1)$$

Perhitungan statistik pencacahan sampel radioaktif menggunakan *LSC* merupakan perhitungan peluruhan 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 disini adalah menunjukkan kemungkinan sebuah cacahan dalam batasan yang telah ditetapkan sehingga perlu dilakukan penghitungan nilai deteksi minimum (*Minimum Detectable Amount*) dengan nilai MDA adalah 3 deviasi standar cacah latar rendah (low background) dengan persamaan sebagai berikut :

$$MDA \text{ (Bq/L)} = 3 \delta = 3 \times \sqrt{\frac{\text{total cacah BKG} \times \text{total waktu cacah}}{\text{Total waktu cacah}}} \dots\dots\dots (2)$$

Nilai *Intake* (Bq) dihitung berdasarkan jumlah radinuklida yang pertama masuk ke dalam tubuh melalui sistem pernapasan, sistem pencernaan ataupun kulit yaitu nilai aktivitas berbanding dengan fraksi *intake*, *m(t)* dengan persamaan dibawah ini.

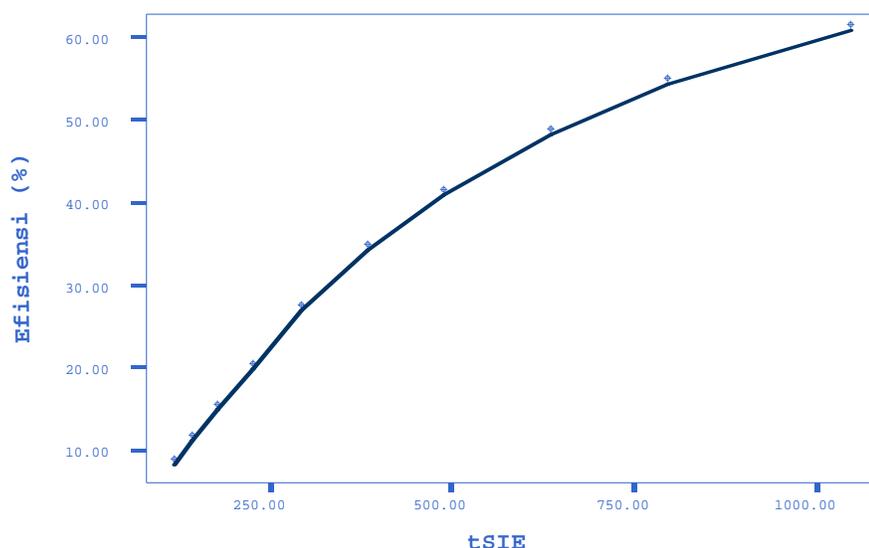
$$\text{Intakes (Bq)} = \frac{A \text{ observasi Bq/L}}{m(t) \text{ (Bq/L)/(Bq)}} \dots\dots\dots (3)$$

Untuk menentukan dosis efektif terikat (*committed effective dose*) digunakan perkalian nilai *intake* dan koefisien dosis (*dose coefficient*), *e(g)* (Sv/Bq). Nilai koefisien dosis ini dapat dilihat dalam tabel ICRP Pub. 54, untuk Tritium dengan jenis *HTO* pada inhalasi (nilai AMAD = 1µm) dan ingesti adalah 1x10<sup>-11</sup> Sv/Bq. Persamaan untuk menghitung dosis efektif terikat (CED) dapat dilihat dalam persamaan berikut ini :

$$CED \text{ (Sv)} = \text{Intake (Bq)} \times e(50) \text{ Sv/Bq} \dots\dots\dots (4)$$

**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 sebagai fungsi jumlah pemadam (*tSIE*) untuk pencacahan sampel yang bersamaan. Kurva ini dapat dilihat pada Gambar 1.



Gambar 1. Kurva kalibrasi dengan variasi 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 radionuklida Tritium untuk memperoleh aktivitas yang akurat. Hasil cacahan untuk cacah latar dan sampel dapat dilihat pada Tabel 1 di bawah ini.

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

Nama Sampel	Cacahan per menit (cpm)	Aktivitas (dpm)	Aktivitas (dps/L atau Bq/L)
1	2	3	4
Sampel A	5,11	13,93	1.160,50
Sampel B	32,30	88,058	7.338,17
Sampel C	70,20	190,70	15.891,67
Sampel D	113,42	308,13	25.677,83
Sampel E	145,26	390,45	32.537,83

Aktivitas pada setiap sampel pada Tabel 1 kolom 3 dihitung menggunakan persamaan (1). 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 1 kolom 4. Aktivitas sampel dalam satuan Bq/L adalah merupakan kadar

Tritium yang terdapat dalam sampel urin. Kepekaan pengukuran diperlukan untuk radionuklida yang spesifik akan tergantung pada tingkat *intake* yang harus dideteksi sesuai dengan peraturan yang berlaku. Secara umum digunakan nilai deteksi minimum (*MDA*) untuk menganalisa hasil yang lebih rendah pada radionuklida yang spesifik dalam program pemantauan khusus. Nilai deteksi minimum untuk pengukuran radionuklida yang berasal dari sampel biologi dengan cacah latar rendah adalah 3 kali standar deviasi. Hasil yang diperoleh dari perhitungan *MDA* adalah 2.394 Bq/L. Dapat dikatakan bahwa aktivitas 4 dari 5 lima sampel yang ada pada Tabel 1 kolom 4 berada diatas nilai *MDA* tersebut.

Setelah kadar Tritium setiap sampel diketahui maka dilanjutkan dengan menghitung *intake* dan dosis efektif terikat (*CED*), yang dapat dilihat pada Tabel 2 di bawah ini.

Tabel 2. Hasil perhitungan *Intakes (I)* dan *Committed Effective Dose (C.E.D)*

Nama Sampel	A (Bq/L)	m(t) (Bq/L)/Bq	<i>Intake (I)</i> Bq	<i>f</i> <i>l</i>	<i>Dose coefficient</i> , <i>e(g)</i> Sv/Bq	<i>C.E.D</i> (Sv)
1	2	3	4	5	6	7
Sampel A	1.160,50	$2,1 \cdot 10^{-2}$	55.261,90	1	$1,8 \cdot 10^{-11}$	$9,947 \cdot 10^{-7}$
Sampel B	7.338,17	$2,1 \cdot 10^{-2}$	349.436,67	1	$1,8 \cdot 10^{-11}$	$6,290 \cdot 10^{-6}$
Sampel C	15.891,67	$2,1 \cdot 10^{-2}$	756.746,19	1	$1,8 \cdot 10^{-11}$	$1,362 \cdot 10^{-6}$
Sampel D	25.677,83	$2,1 \cdot 10^{-2}$	1.222.753,8	1	$1,8 \cdot 10^{-11}$	$2,201 \cdot 10^{-5}$
Sampel E	32.537,83	$2,1 \cdot 10^{-2}$	1.549.420,4	1	$1,8 \cdot 10^{-11}$	$2,789 \cdot 10^{-5}$

Hasil *intake* pada Tabel 2 kolom 4 diperoleh dari perhitungan menggunakan persamaan (3) dan untuk perhitungan *CED* menggunakan persamaan (4) terdapat pada Tabel 2 kolom 7. Hasil yang diperoleh pada Tabel di atas diasumsikan telah terjadi kontaminasi interna pada pekerja radiasi yang dicurigai terkontaminasi Tritium. Ini dapat diketahui dari hasil yang diperoleh melebihi nilai *MDA*nya.

Keputusan untuk melakukan pemantauan *intake* bukanlah hal yang sederhana. Untuk pemantauan rutin hanya dilakukan bagi pekerja di daerah kendali (*area control*) atau kendali kontaminasi (*contamination control*) atau bila *intake* yang diterima dengan hasil yang signifikan. Apabila terjadi kasus *acute intake* maka harus dilihat tingkat acuan yang digunakan. Ada 3 macam tingkat acuan, yaitu tingkat pencatatan (*recording level*) didefinisikan sebagai tingkat dosis yang tercatat terhadap individual yang berhubungan dengan dosis efektif terikat (*CED*) yang diterima pekerja  $< 1$  mSv (0,001 Sv) pertahun *intake*. Tingkat investigasi (*Investigation level*) merupakan dosis efektif, *intake* atau kontaminasi per daerah atau volume yang dihubungkan dengan investigasi, seperti jenis dan frekuensi pemantauan atau bervariasinya *intakes* yang tergantung pada kondisi tempat kerja. Nilai *IL* ditetapkan untuk nilai *CED* 5 mSV (0,005 Sv) pertahun *intake*. Tingkat aksi (*Action level*) adalah tingkat laju dosis atau konsentrasi aktivitas di atas (*IL*) merupakan tindakan perbaikan atau perlindungan dari situasi pajanan kronik atau darurat. Tingkat aksi ini biasanya digunakan untuk melindungi masyarakat umum. Dosis efektif terikat (*CED*) yang diperoleh pada Tabel 2 kolom 7 di atas digunakan untuk melihat tingkat acuan yang dipakai yaitu dari ke 5 sampel nilai *CED* nya berkisar antara  $9,947.10^{-7}$  Sv sampai dengan  $2,789.10^{-5}$  Sv. Nilai-nilai ini kurang dari 0,001 Sv yang berarti masuk ke dalam tingkat pencatatan (*Recording Level*). Hasil yang diperoleh di atas menunjukkan kondisi para pekerja masih dalam batasan normal sehingga praduga *acute intake* tidak terjadi walaupun demikian studi ini sangat perlu dilakukan dan untuk mendapatkan hasil yang optimal perlu dilakukan pencacahan sampel urin secara berturut-turut selama 10 hari sesuai dengan waktu paroh biologinya sehingga dapat dihitung nilai rerata *intake* dan *CED* nya.

## KESIMPULAN

Studi kasus akibat *acute intake* Tritium terhadap pekerja radiasi sangat perlu dilakukan karena sangat membantu apabila terjadi kontaminasi interna. Hal yang perlu dilakukan adalah mencatat semua peristiwa yang terjadi dan pengumpulan sampel urin selama 24 jam, mencacah dan menentukan aktivitas sampel serta menghitung *intake* dan *CED* sehingga dapat diketahui tingkat acuannya. Dalam kasus ini nilai *CED* yang diperoleh lebih kecil dari nilai *RL*  $< 0,001$  Sv maka hasil di atas dapat diabaikan dan kondisi pekerja masih dalam batas normal. Pemantauan ini dapat dilakukan selama 10 hari berturut turut untuk mendapatkan hasil yang lebih representatif.

**DAFTAR PUSTAKA**

1. IAEA, INTERNATIONAL LABOUR OFFICE, Assessment of Occupational Exposure due to Intakes of Radionuclides, Safety Standards Series No. RS-G-2, IAEA, Vienna (1999).
2. NCRP, NATIONAL COUNCIL on RADIATION PROTECTION and MEASUREMENT, *Tritium in Environment*, NCRP Report N0. 62 (1979).
3. NCRP, NATIONAL COUNCIL on RADIATION PROTECTION and MEASUREMENT, *Management of Persons Accidentally Contaminated with Radionuclides*, NCRP Report N0. 65 (1980).
4. 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).
5. IAEA SAFETY REPORTS SERIES No. 18, *Indirect Methods for Assessing Intakes of Radionuclides Causing Occupational Exposure*, IAEA (2000).
6. NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS, *Use of Bioassay Procedures for Assessment of Internal Radionuclide Deposition*, NCRP Report No. 87, (1987).
7. KESSLER, J.M., *Liquid Scintillation Analysis (Science and Technology)*, Packard, A Canberra Company (1989).
8. A PACKARD., *Operation Manual Liquid Scintillation Analyzer Model 2550 TR/LL, Tri Carb*, Packard (1990).

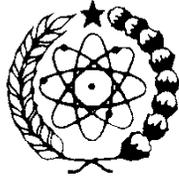
**Tanya - Jawab****1. Penanya : Yurfida (PTKMR – BATAN)****Pertanyaan :**

- Bagaimana cara mempersiapkan sampel yang akan diukur apabila ada kecelakaan akibat *acute intake* Tritium pada pekerja radiasi ?

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

- Para pekerja yang diduga mengalami kecelakaan dibawa ke laboratorium lalu dipersilahkan untuk membersihkan diri kemudian mengisi lembaran data yang harus diisi sesuai kejadian kecelakaan dan

sampel urin mereka setiap ekskresi ditampung dalam botol plastik yang telah disiapkan selama 24 jam. Sampel urin ini dijadikan satu lalu dimasukkan ke dalam gelas ukur sehingga diketahui berapa volume urin dalam 24 jam. Sampel diambil 150 ml lalu didistilasi dan distilatnya diambil sebanyak 1 ml serta ditambahkan 14 ml skintilator ultima gold, dikocok sampai homogen dan diukur menggunakan alat LSA , hasil yang diperoleh dalam bentuk cacahan per menit atau desintegrasi per menit selanjutnya hasil tersebut digunakan untuk perhitungan dosis.

	<p style="text-align: center;">                 PUSAT TEKNOLOGI KESELAMATAN DAN METROLOGI RADIASI                  BADAN TENAGA NUKLIR NASIONAL                  Jl. Cinere Pasar Jumat Kotak Pos 7043 JKSKL, Jakarta 12070                  Telp. (021) 7513906,7654241 Fax : (021) 7657950,7654184                  E-mail : ptkmr@batan.go.id             </p>
---	---

**STUDI KASUS AKIBAT ACUTE INTAKE TRITIUM (<sup>3</sup>H) TERHADAP PEKERJA  
RADIASI**

**A. Karakteristik utama : kejadian yang menyebabkan acute intake of Tritium (<sup>3</sup>H)**

1. Gambaran area kerja ;

.....  
 .....

2. Karakteristik kerja ;

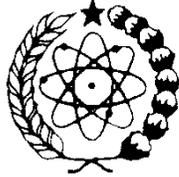
.....  
 .....

3. Alasan monitoring terjadi ;

.....  
 .....

4. Kegiatan yang dilakukan ;

.....  
 .....  
 .....

	<p style="text-align: center;">                     PUSAT TEKNOLOGI KESELAMATAN DAN METROLOGI RADIASI                      BADAN TENAGA NUKLIR NASIONAL                      Jl. Cinere Pasar Jumat Kotak Pos 7043 JKSKL, Jakarta 12070                      Telp. (021) 7513906,7654241 Fax : (021) 7657950,7654184                      E-mail : ptkmr@batan.go.id                 </p>
---	---

**B. Informasi Tambahan :**

1. Pemantau udara ; monitor tritium yang dipasang di daerah kerja
2. Bentuk kimia dari radionuklida ; HTO/ .....
3. Karakteristik fisik, ukuran partikel : ada / tidak ada data
4. Udara dari pernapasan, bronchial mocus atau yang serupa : ada / tidak
5. Kontaminasi pada kulit ; ada/ tidak ada
6. Aktivitas radionuklida pada bagian kulit : ada / tidak ada

**C. Personal Data :**

1. N a m a : .....
2. Umur : ..... tahun
3. Jenis Kelamin : Laki-laki / Perempuan
4. Berat badan : ..... kg

Kecelakaan terjadi pada : .....

Sampel dikumpulkan pada : .....

Jakarta, .....

Yang membuat laporan,

.....

## UJI KINERJA PHOTOMETER 4010

*Sri Sardini*  
PTKMR - BATAN

### ABSTRAK

UJI KINERJA “PHOTOMETER” 4010. Telah dilakukan pengujian terhadap kinerja alat “photometer” 4010. Alat ini digunakan untuk pemeriksaan kimia darah yang digunakan di Laboratorium Klinik Pelayanan Kesehatan dan Kedaruratan Nuklir pada Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi. Pengujian dilakukan dengan cara melaksanakan pengukuran terhadap program-program yang tersedia pada alat ini. Program tersebut mencakup antara lain adalah program pengukuran absorbansi, pengukuran konsentrasi melalui standar (C/ST), pengukuran konsentrasi melalui nilai factor (C/F), pengukuran kinetik/ aktivitas enzim dengan K20 dan K60. Hasil pengujian dari program – program alat tersebut menunjukkan bahwa photometer 4010 memenuhi persyaratan untuk digunakan sebagai alat pengujian kimia darah. Pengukuran dengan menggunakan panjang gelombang 405 nm pada program pengukuran konsentrasi melalui factor tidak dapat digunakan, sebab hasil yang diperoleh tidak ditemui nilai pengukuran yang akurat. Jika kita menggunakan panjang gelombang 405 nm, filter seharusnya diganti. Pada umumnya, pengujian kimia darah jarang atau tidak pernah menggunakan panjang gelombang 405 nm.

Kata kunci : Pengujian, photometer, program pengukuran.

### ABSTRACT

TEST OF PERFORMANCE “PHOTOMETER” 4010. It had been conducted the examination to the appliance performance of photometer 4010. This instrument is used for the blood chemical examination in the clinical laboratory of Nuclear Emergency and Health Service at The Center and Metrology Radiation Safety. The examinations had been carried out by means the measurement programs which were available on this instrument. The programs covered the measurements of absorbance, concentration measurement of samples over standards (C/ST), concentration measurement through factor value (C/F), kinetic or activity of enzyme measurement with K20 and K60. The results of examination of instrument programs indicated that photometer 4010 had high performance to be used as the blood chemical examination. The examination using 405 nm wavelength could not be used because the result of examination was not obtained a accurate value. If we use 405 nm wavelengths, the filter should be changed. In general, blood chemical examination seldom or never using 405 nm wavelengths.

Keyword: Examination, photometer, measurement program.

---

## I. PENDAHULUAN

“Photometer” 4010 adalah salah satu alat yang digunakan dilaboratorium klinik untuk menilai kimia darah yang dikeluarkan oleh Perusahaan Boehringer Manhein Jerman. Prinsip kerja alat ini menilai panjang gelombang berdasarkan dari hasil pengukuran warna menggunakan ultra violet ( sinar tampak). Versi dari alat ini dilengkapi dengan roda filter untuk panjang gelombang 340 nm, 405 nm, 546 nm, dan 578 nm. Tersedia juga “space filter” 436 nm, 492 nm, dan 623 nm, bila dibutuhkan sebagai tambahan. Alat ini memiliki “kuvet holder”, roda filter, tombol seleksi program, tombol kalkulasi faktor, monitor/”dislay”, tombol “zero”, tombol standar, dan tombol “result”. Pengukuran dilakukan 5 macam program yaitu pengukuran “absorbance”, pengukuran konsentrasi melalui standar (C/ST), pengukuran konsentrasi melalui factor ( C/F), pengukuran kinetik/ aktivitas enzim K20, dan pengukuran kinetik/ aktivitas enzim K60 ( 1 ).

“Photometer” 4010 dilengkapi “microprocessor” yang berfungsi mengontrol instrumen – instrumen dalam fungsi kalkulasi dan fungsi kontrol. Sebagai contoh mempertimbangkan absorban “blanko”, sampel, dan standar, menyimpan nilai rerata dan mengkalkulasi nilai sesungguhnya dari pengukuran enzim secara kinetik. Sumber cahaya adalah sebuah lampu halogen yang dikombinasikan dengan konstruksi khusus “filter wheel”, daerah pengukuran spectrum berkisar 340 nm – 650 nm, volume minimum kuvet semi mikro 600/ul, volume minimum kuvet makro 1200/ul, ketepatan suhu terhubung dengan thermostat  $\pm 0,1$  °C, kecepatan pemeriksaan untuk kinetik 50 sampel/jam dan untuk substrat 250 sampel/jam. Daerah pengukuran absorpsi 0 – 200, konsentarsi 0 – 9999, pemberian factor 0,000 – 9999. “Photometer” 4010 dilengkapi dengan pompa 4010 yang berfungsi untuk mengisap cairan yang telah diukur yang disalurkan dengan pipa kedalam botol pembuangan. Kelengkapan lain dari “photometer” 4010 adalah “water bath” yang digunakan sebagai pengontrol suhu terhadap “photometer”, dan sekaligus sebagai tempat inkubasi sampel apabila dibutuhkan pada suhu 30 °C, dan 37 °C. Kelengkapan lain dari “photometer” 4010 ada juga printer “interface” yang digunakan untuk mencetak hasil pengukuran ( 1 ).

Kemampuan dari alat “photometer” 4010 dalam melakukan jenis pengujian juga tergantung kepada program yang tersedia pada alat ini. Laboratorium Klinik Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi menggunakan “photometer” 4010 sebagai alat uji kimiawi darah. Program – program yang yang tersedia adalah program pengukuran absorban yang digunakan untuk pengukuran absorban sampel yang digunakan sebagai

standar. Program pengukuran konsentrasi melalui standar (C/ST) digunakan untuk uji gula darah, kolesterol, trigliserida, High density lipid (HDL), low density lipid (LDL), albumin, ureum, asam urat dan kreatinin. Program pengukuran konsentrasi melalui factor (C/F) digunakan untuk uji protein total dan bilirubin. Program pengukuran kinetik/ aktivitas enzyme K20 atau K60 dilakukan untuk uji SGOT dan SGPT. Pengukuran kinetik/ aktivitas enzim K20 dan K60 hanya dibedakan oleh waktu yang digunakan dalam pengukuran. Adakalanya satu jenis uji bisa dilakukan dengan beberapa program tergantung metoda yang digunakan dan ini juga menentukan panjang gelombang yang dipakai ( 1 ).

Berbagai masalah pada tahap analisis dapat mempengaruhi hasil pemeriksaan kimia klinis. Masalah-masalah tersebut dapat timbul oleh berbagai faktor baik dalam tahap pra analisis, analisis maupun pasca analisis. Untuk mengatasi masalah tersebut diperlukan pengetahuan tentang keterbatasan alat dan metoda pemeriksaan disamping pengetahuan tentang prinsip pemeriksaan reaksi (2). Dalam menentukan apakah alat photometer 4010 ini layak atau baik untuk digunakan dalam pengukuran maka perlu dilakukan pengujian terhadap alat ini. Pengujian difokuskan kepada program yang tersedia pada “photometer” 4010 berdasarkan kepada pemakaian panjang gelombang.

## II. TATA KERJA

Pengecekan panjang gelombang terhadap “photometer” 4010 dapat dilakukan dengan 2 cara. Pertama dengan cara melihat fisik langsung terhadap roda filter dan perkiraan dengan melihat keluaran absorban panjang gelombang. Cara lansung melihat fisik bisa dilakukan dengan terlebih dahulu membuka “upper casing photometer” 4010 yang berada dibagian bawah “photometer” dan memeriksa keadaan roda filter dengan memperhatikan keadaan fisik dan warnanya. Fisiknya apakah berjamur atau tidak sedangkan warna yang harus terlihat apakah pada filter 340 nm berwarna biru, filter 405 nm berwarna ungu, filter 546 nm berwarna hijau dan filter 578 nm berwarna kuning. Cara kedua pemeriksaan panjang gelombang dengan melihat keluaran absorban yang dilakukan berikut ini ( 3 ).

### II.1. Pengukuran Absorban

- Letakkan “filter wheel” pada salah satu panjang gelombang dan program “switch” pada “A” atau “E”.
- Tekan tombol “standar”, angka yang keluar pada “display” adalah nilai keluaran absorban dari panjang gelombang tersebut.

### II.2. Pengukuran konsentrasi melalui standar (C/ST)

- Pilih salah satu panjang gelombang pada “filter wheel”, lalu tutup “slide photometer” agar “photocell”nya tidak menerima cahaya dari luar.
- Pilih program “selection” pada C/ST, dan angka faktor pada 1111.
- Tekan tombol standar beberapa kali hingga mencapai nilai keluaran absorban yang stabil.
- Bila sudah stabil tekan tombol “result”, maka angka pada “display” akan sama dengan angka pada faktor.
- Lakukanlah mulai dari 1111 sampai 9999.
- Tekan tombol “standard” sekali, bila ada penyimpangan pada saat pembacaan, kemudian lanjutkan untuk pengecekan selanjutnya.

### II.3. Pengukuran konsentarsi melalui factor ( C/F )

- Pilih salah satu panjang gelombang pada “filter wheel”, lalu tutup “slide photometer” agar “photocell”nya tidak menerima cahaya dari luar.
- Pilih program “selection” pada C/F, dan angka faktor pada 1000.
- Tekan tombol standar sampai nilai keluaran absorban stabil.
- Tekan tombol “result”.
- Pindahkan angka faktor menjadi 2000, tekan lagi tombol “result”, maka angka yang keluar adalah kelipatan dari hasil result yang pertama.

### II.4. Pengukuran kinetik K20

- Pilih panjang gelombang 340 nm, lalu tutup “slide photometer” agar “photocell”nya tidak menerima cahaya dari luar.
- Pilih program selection pada K20, atau K60 dan angka faktor pada 1905 atau 1745.
- Tekan tombol “standar” hingga keluaran absorban stabil.

- Bila sudah stabil tekan tombol “zero”, setelah pada display keluar angka 0000, tekan tombol “result”.
- Hasil yang baik adalah bila pada ;
  - pembacaan ke 1 angka yang keluar : 1 - 0000
  - pembacaan ke 2 angka yang keluar : 2 - 0000
  - pembacaan ke 3 angka yang keluar : 3 - 0000
  - pembacaan ke 4 angka yang keluar : 0 – 0000 s/d 0 – 0004

### III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Dari hasil pengecekan panjang gelombang dengan melihat langsung fisik pada roda filter terlihat bahwa tidak terdapat jamur pada pada filter tersebut dan terlihat filter pada panjang gelombang 340 nm berwarna biru, filter 405 nm berwarna ungu, filter 546 nm berwarna hijau dan filter 578 nm berwarna kuning.

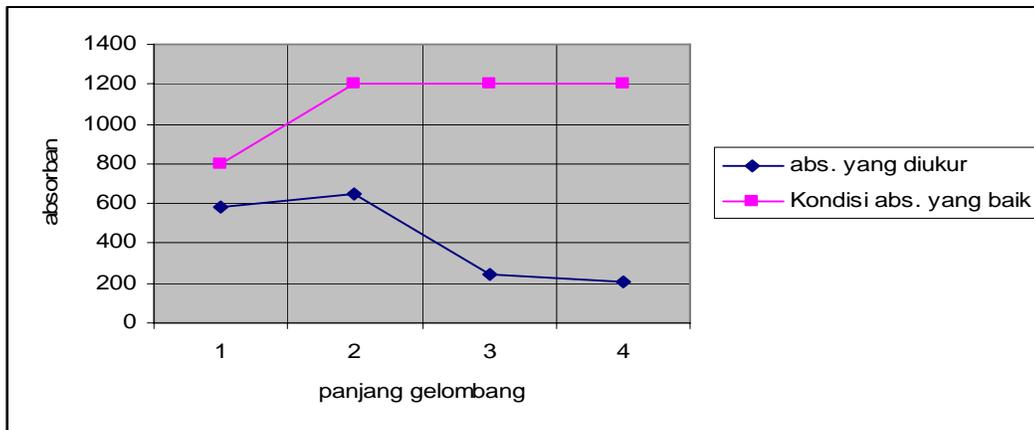
#### III.1. Pengecekan panjang gelombang dengan melihat keluaran absorban.

Tabel 1. Data keluaran absorban

Jumlah pengukuran	Panjang gelombang	Kondisi yang baik	Hasil keluaran (rerata)	% Selisih hasil keluaran dengan kondisi yang baik
10 kali	340 nm	< 800	580	72,5
10 kali	405 nm	< 1200	653	54,42
10 kali	546 nm	< 1200	248	20,67
10 kali	578 nm	< 1200	208	17,33

Tabell. memperlihatkan keluaran absorban panjang gelombang, dari hasil keluaran pada panjang gelombang 340 nm diperoleh nilai rerata 580 berarti < 800, panjang gelombang 405 nm diperoleh nilai rerata 653 berarti < 1200, panjang gelombang 546 nm diperoleh nilai rerata 248 berarti < 1200, dan panjang gelombang 578 nm diperoleh nilai rerata 208 berarti < 1200. Karena nilai yang diperoleh tidak melebihi kondisi yang baik maka tidak perlu dilakukan pengecekan lampu, pengecekan lensa, pengecekan filter, dan memanggil teknisi ( 3 ).

Gambar1. Grafik keluaran absorban



Gambar 1. memperlihatkan grafik keluaran absorban dari masing-masing panjang gelombang. Grafik warna hitam menunjukkan keluaran absorban dari panjang gelombang 340 nm (1), 405 nm (2), 546 nm (3), dan 578 nm (4). Grafik warna merah menunjukkan nilai absorban pada kondisi yang baik. Pada grafik terlihat bahwa semua panjang gelombang dalam keadaan baik.

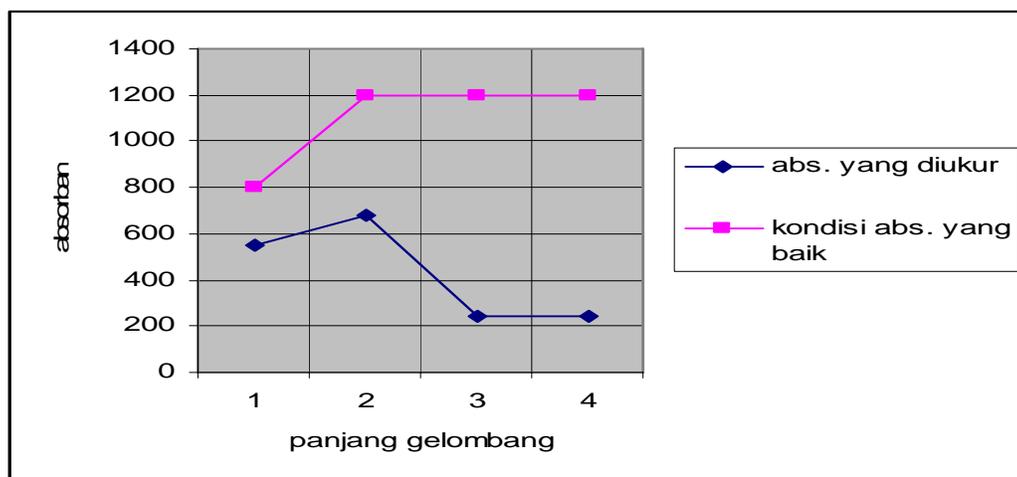
**III.2. Pengecekan Konsentrasi melalui Standar ( C/ST).**

Tabel 2. Data pengecekan konsentrasi melalui standar (C/ST)

Jumlah pengukuran	Panjang gelombang	Faktor	Keluaran tombol standar	Keluaran tombol result
10 kali	340 nm	1111 1111 s/d 9999	546 ( 3 kali ) 547 ( 7 kali ) rerata = 547	1111 s/d 9999
10 kali	405 nm	1111 1111 s/d 9999	676 ( 2 kali ) 677 ( 3 kali ) 678 ( 5 kali ) rerata = 677	1111 s/d 9999
10 kali	546 nm	1111 1111 s/d 9999	245 ( 2 kali ) 246 ( 8 kali ) rerata = 246	1111 s/d 9999
10 kali	578 nm	1111 1111 s/d 9999	240 ( 3 kali ) 241 ( 1 kali ) 242 ( 6 kali ) rerata = 241	1111 s/d 9999

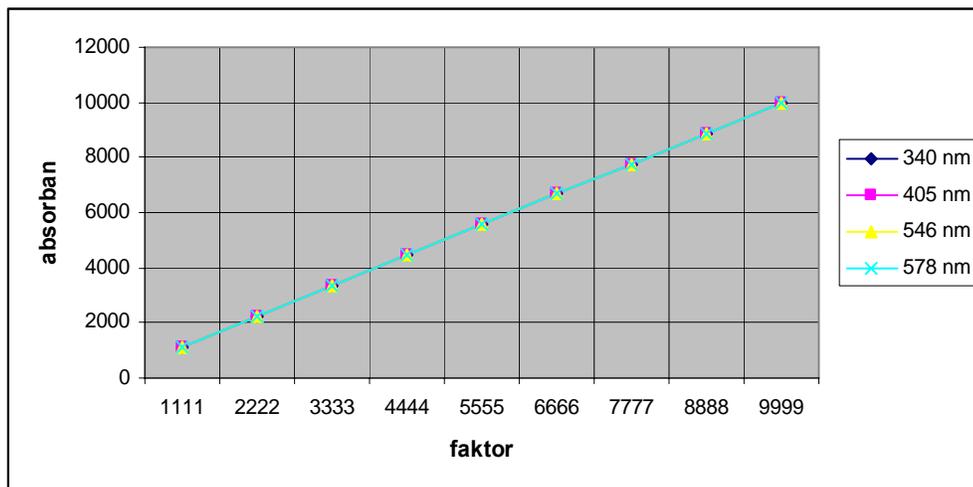
Tabel 2. memperlihatkan hasil pengecekan panjang gelombang terhadap konsentrasi melalui standar. Pada panjang gelombang 340 nm, nilai faktor pada angka 1111, saat tombol standar ditekan, keluaran mulai stabil pada pengukuran ke 4 menampilkan angka 547, pengukuran dilakukan 10 kali, diperoleh nilai rerata 547, dan saat tombol result ditekan keluaran menunjukkan angka yang sama dengan nilai faktor mulai dari nilai faktor 1111 s/d 9999 keluaran menunjukkan angka 1111 s/d 9999. Pada panjang gelombang 405 nm keluaran mulai stabil pada pengukuran ke 6 menampilkan angka 678, pengukuran dilakukan 10 kali, diperoleh nilai rerata 677, dan saat tombol result ditekan keluaran sesuai dengan nilai faktor. Demikian juga pada panjang gelombang 546 nm keluaran mulai stabil pada pengukuran ke 3 menampilkan angka 246, pengukuran dilakukan 10 kali, diperoleh nilai rerata 246, dan saat tombol result ditekan nilai faktor sama dengan nilai keluaran. Pada panjang gelombang 578 nm keluaran mulai stabil pada pengukuran ke 5 menampilkan angka 242, pengukuran dilakukan dan saat tombol result ditekan nilai faktor sama dengan nilai keluaran.

Gambar 2.1. Grafik pengecekan konsentrasi melalui standar (C/ST)



Gambar 2.1. memperlihatkan grafik keluaran absorban dari masing-masing panjang gelombang. Grafik warna hitam menunjukkan keluaran absorban dari panjang gelombang 340 nm (1), 405 nm (2), 546 nm (3), dan 578 nm (4). Grafik warna merah menunjukkan nilai absorban pada kondisi yang baik. Pada grafik terlihat bahwa semua panjang gelombang dalam keadaan baik

Gambar 2.2. Grafik keluaran absorban tombol result ( C/ST).



Gambar.2.2. memperlihatkan grafik keluaran absorban tombol result yang diperoleh pada pengecekan konsentrasi melalui standar sesuai dengan kondisi yang diharuskan.

**III.3. Pengecekan konsentrasi melalui faktor ( C/F )**

Tabel 3 . Data pengecekan konsentrasi melalui factor ( C/F )

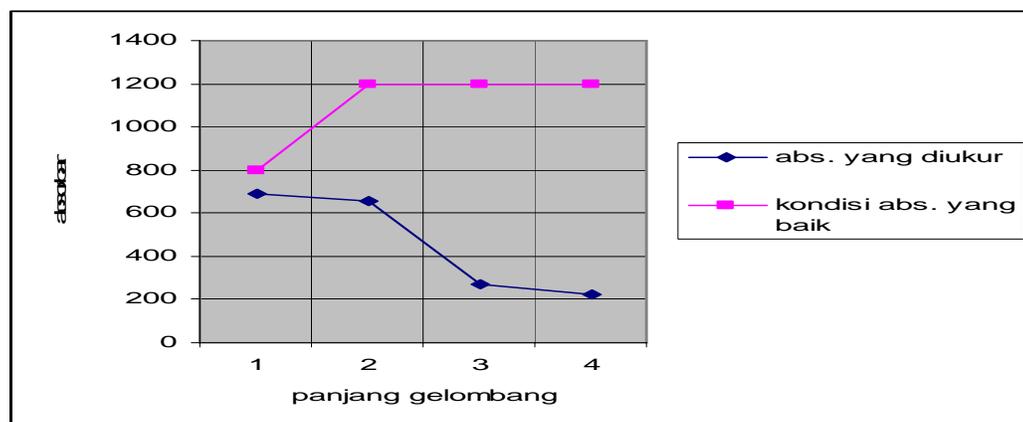
Jumlah pengukuran	Panjang gelombang	Faktor	Keluaran tombol standar	Keluaran tombol result
10 kali	340 nm	1000	685 ( 3 kali ) 686 ( 7 kali )  rerata = 686	315 630 945 1260 1575 1890 2205 2520 2835
		1000		
		2000		
		3000		
		4000		
		5000		
		6000		
		7000		
		8000		
		9000		
10 kali	405 nm	1000	657 ( 1 kali ) 659 ( 2 kali ) 660 ( 7 kali )  rerata = 659	426 855 1283 1709 2135 2561 2987
		1000		
		2000		
		3000		
		4000		
		5000		
		6000		
		7000		

		8000		3413
		9000		3839
10 kali	546 nm	1000	270 ( 3 kali ) 271 ( 7 kali )	
		1000	rerata = 271	51
		2000		102
		3000		153
		4000		204
		5000		255
		6000		306
		7000		357
		8000		408
		9000		459
10 kali	578 nm	1000		221 ( 2 kali ) 222 ( 2 kali ) 223 ( 6 kali )
		1000	rerata = 222	66
		2000		132
		3000		198
		4000		264
		5000		310
		6000		376
		7000		442
		8000		508
		9000		574

Tabel 3. memperlihatkan pengukuran konsentrasi melalui faktor. Pada panjang gelombang 340 nm, nilai faktor pada angka 1000, saat tombol standar ditekan, keluaran mulai stabil pada pengukuran ke 4 menampilkan angka 686, pengukuran dilakukan 10 kali, diperoleh nilai rerata 686, dan saat tombol result ditekan keluaran menampilkan angka 315 setelah nilai faktor dirubah menjadi 2000 keluaran akan menunjukkan angka kelipatan dari keluaran yang pertama yaitu 630, demikian seterusnya sampai pada nilai factor 9000 keluaran menunjukkan angka 2835. Pada panjang gelombang 405 nm keluaran mulai stabil pada pengukuran ke 4 menampilkan angka 660, pengukuran dilakukan 10 kali, diperoleh nilai rerata 659, dan saat tombol result ditekan keluaran menampilkan angka 426, setelah nilai faktor dirubah menjadi 2000 keluaran menampilkan angka 855. Angka ini bukan merupakan kelipatan dari angka pertama yang seharusnya 852. Selanjutnya nilai factor dirubah menjadi 3000 keluaran tetap tidak menampilkan angka kelipatan yang sebelumnya, sampai pada factor 9000 keluaran menunjukkan angka 3839, dan ini *bukan nilai yang seharusnya ditampilkan, dengan demikian filter pada panjang gelombang 405 nm harus diganti*. Pada panjang gelombang 546 nm, saat tombol standar ditekan, keluaran

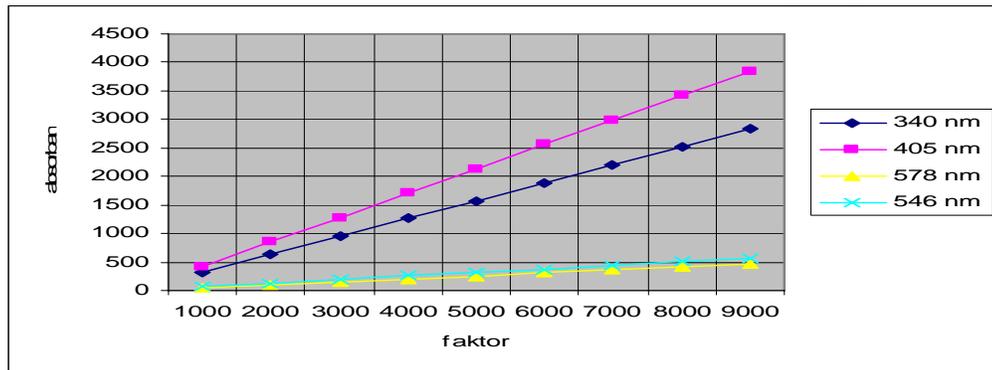
mulai stabil pada pengukuran ke 4 menampilkan angka 271, pengukuran dilakukan 10 kali, diperoleh nilai rerata 271, dan saat tombol result ditekan keluaran menampilkan angka 51, setelah nilai faktor dirubah menjadi 2000 keluaran menampilkan angka 102, demikian seterusnya sampai pada faktor 9000 keluaran menampilkan angka 459 sesuai dengan kelipatan sebelumnya. Pada panjang gelombang 578 nm, saat tombol standar ditekan keluaran mulai stabil pada pengukuran ke 5 menampilkan angka 223, pengukuran dilakukan 10 kali, diperoleh nilai rerata 222, dan saat tombol result ditekan keluaran menampilkan angka 66 dan setelah nilai factor dirubah menjadi 2000 sampai dengan 9000, keluaran selalu menampilkan angka kelipatan dari yang pertama hingga menunjukkan angka 574.

Gambar 3.1. Grafik pengecekan konsentrasi melalui factor ( C/F )



Gambar 3.1. memperlihatkan grafik pengecekan konsentrasi melalui faktor. Pada grafik terlihat bahwa absorban dari masing-masing panjang gelombang 340 nm (1), 405 nm (2), 546 nm (3), 578 nm (4) masih berada dalam kondisi yang baik sesuai dengan yang disyaratkan.

Gambar 3.2. Grafik keluaran absorban tombol result ( C/F )



Gambar.3.2. memperlihatkan grafik keluaran absorban tombol result pada pengecekan konsentrasi melalui factor.

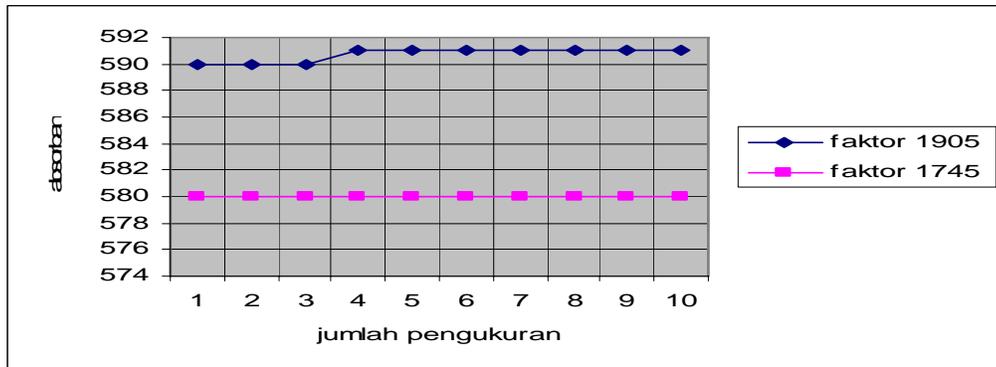
**III.4. Pengecekan kinetik K20**

Tabel 4. Data pengukuran kinetik K20

Jumlah pengukuran	Panjang gelombang	Faktor	Keluaran tombol standar	Keluaran tombol zero	Keluaran tombol result
10 kali	340 nm	1905	590 ( 3 kali ) 591 ( 7 kali )	0000	1. 0000 2. 0000 3. 0000 0. 0000
10 kali	340 nm	1745	580 ( 10 kali )	0000	1.0000 2.0000 3.0000 0.0000

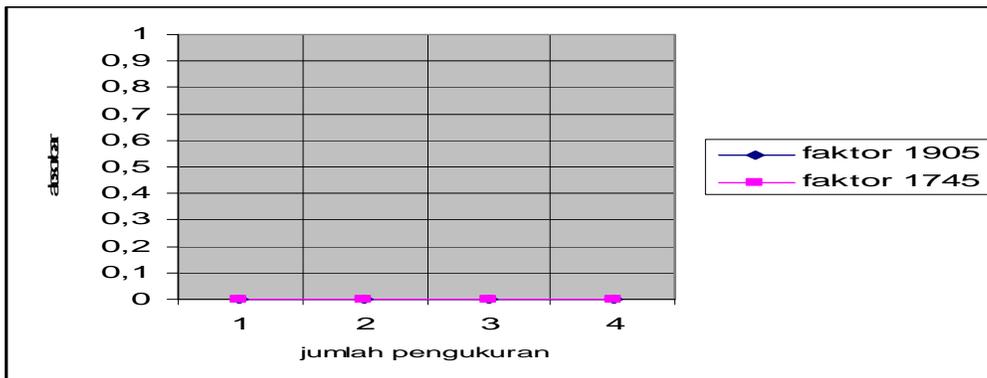
Tabel 4. Pengukuran kinetik K20 ataupun K60 hanya menggunakan panjang gelombang 340 nm. Pada factor 1905 pengukuran panjang gelombang stabil mulai pengukuran ke 4 yang menampilkan angka 591, pengukuran dilakukan 10 kali, diperoleh rerata 591, saat tombol zero ditekan angka yang keluar pada display 0000 dan saat tombol result ditekan angka yang keluar pada display pertama samapai ketiga dan kembali ke 0 adalah 0000. Pada factor 1745 pengukuran panjang gelombang stabil dari awal sampai 10 kali pengukuran, menampilkan angka 580, saat tombol zero ditekan angka pada display menunjukkan 0000 dan saat tombol result ditekan angka yang keluar pada display pertama sampai ketiga dan kembali lagi ke 0 adalah 0000.

Gambar 4.1. Grafik pengukuran kinetik



Gambar. 4.1. memperlihatkan grafik pengukuran kinetik pada faktor 1905 dan 1745. Pada grafik terlihat bahwa hasil keluaran absorban sangat stabil.

Gambar 4.2. Grafik keluaran absorban tombol result pada pengukuran kinetik.



Gambar 4.2. memperlihatkan grafik keluaran absorban tombol result pada pengukuran kinetik. Terlihat bahwa hasil pengukuran sangat baik .

#### IV. KESIMPULAN DAN SARAN

Pengecekan panjang gelombang dengan cara melihat langsung menunjukkan bahwa filter dalam keadaan baik. Hasil yang diperoleh pada pengukuran absorban untuk semua panjang gelombang sesuai dengan kondisi yang disyaratkan. Pengecekan konsentrasi melalui standar untuk semua panjang gelombang baik, pengecekan konsentrasi melalui faktor baik kecuali panjang gelombang 405 nm nilai tidak sesuai dengan demikian filter

harus diganti. Pengecekan K20 pada panjang gelombang 340 nm dengan factor 1905 dan 1745 berfungsi dengan baik.

“Photometer” 4010 masih layak digunakan untuk pengujian kimia darah pada laboratorium klinik PTKMR. Supaya “photometer” tetap stabil harus selalu diperhatikan suhu ruangan, water bath selalu terisi air yang cukup, kuvet harus selalu basah dan dilakukan kalibrasi dari perusahaan setiap 1 tahun sekali dan uji kinerja internal setiap 3 bulan sekali.

### C. DAFTAR PUSTAKA

1. BOHRINGER MANNHEIM GmbH, Petunjuk Pemakaian Photometer 4010.
2. KUSNANDAR S, Ketidaksesuaian Hasil Pemeriksaan Kimia Klinik oleh Factor – Factor Tahap Analitik, Lokakarya A, Pendidikan Berkesinambungan Patologi Klinik, 26 Agustus 2005, Jakarta.
3. WAHYUDIN D, Perawatan Spectro Photometer Clinicon 4010, Pertemuan Pengelola Laboratorium RSUD se Jawa Timur, 18 Desember 199.

### Tanya - Jawab

**1. Penanya : Atam (PTLR – BATAN)**

**Pertanyaan :**

- Untuk pemeriksaan apa saja masing-masing gelombang ini digunakan?
- Zat apa yang ada dalam darah yang bisa membuat orang terkena serangan jantung ?

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

- Masing-masing panjang gelombang digunakan untuk uji kimiawi darah sesuai dengan metode yang digunakan dan jenis pemerikaan.
- Kemungkinan pada pemeriksaan lab ditemukan kadar lemak (kolesterol dan trigliserida) yang melebihi nilai normal yang menyebabkan pembuluh darah menyempit atau terjadinya penyumbatan pada pembuluh darah.

## KONSENTRASI $^{228}\text{Th}$ , $^{226}\text{Ra}$ , $^{228}\text{Ra}$ , DAN $^{40}\text{K}$ DALAM SAMPEL PADAT DAN CAIR DI TAMBANG TEMBAGA

Asep Setiawan dan Wahyudi  
PTKMR – BATAN

### ABSTRAK

KONSENTRASI  $^{228}\text{Th}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{228}\text{Ra}$ , DAN  $^{40}\text{K}$  DALAM SAMPEL PADAT DAN CAIR DI TAMBANG TEMBAGA. Pengukuran konsentrasi  $^{228}\text{Th}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{228}\text{Ra}$ , dan  $^{40}\text{K}$  di dalam beberapa sampel padat dan cair telah dilakukan di lokasi tambang tembaga - Nusa Tenggara Barat. Sampel diukur menggunakan spektrometer gamma dengan detektor germanium berkemurnian tinggi (HPGe). Hasil pengukuran menunjukkan bahwa konsentrasi  $^{228}\text{Th}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{228}\text{Ra}$ , dan  $^{40}\text{K}$  dalam sampel padat bervariasi, yaitu berkisar antara  $(0,65 \pm 0,05)$  Bq/kg sampai  $(106,90 \pm 0,95)$  Bq/kg,  $(1,23 \pm 0,14)$  Bq/kg sampai  $(111,80 \pm 0,65)$  Bq/kg,  $(0,74 \pm 0,11)$  Bq/kg sampai  $(115,30 \pm 1,57)$  Bq/kg, dan  $(22,80 \pm 2,29)$  Bq/kg sampai  $(203,30 \pm 4,66)$  Bq/kg berurutan untuk  $^{228}\text{Th}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{228}\text{Ra}$ , dan  $^{40}\text{K}$ . Sedangkan dalam sampel cair konsentrasi  $^{228}\text{Th}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{228}\text{Ra}$ , dan  $^{40}\text{K}$  adalah tidak terdeteksi (di bawah batas deteksi terendah) untuk  $^{228}\text{Th}$  dan  $^{226}\text{Ra}$ , tidak terdeteksi sampai  $(0,97 \pm 0,12)$  Bq/L untuk  $^{228}\text{Ra}$ , dan tidak terdeteksi sampai  $(6,54 \pm 1,40)$  Bq/L untuk  $^{40}\text{K}$ . Konsentrasi  $^{228}\text{Th}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{228}\text{Ra}$ , dan  $^{40}\text{K}$  di dalam sampel padat dan cair tersebut masih jauh di bawah batas konsentrasi yang direkomendasikan oleh IAEA yaitu sebesar 1000 Bq/kg. Data tersebut akan menjadi data untuk pengkajian keselamatan radiasi di alam khususnya di tambang terbuka.

Kata kunci : Radionuklida alam, Spektrometer Gamma, tambang tembaga.

### ABSTRACT

CONCENTRATION OF  $^{228}\text{Th}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{228}\text{Ra}$ , and  $^{40}\text{K}$  IN SOLID AND LIQUID SAMPLES AT COPPER MINE. Concentration measurement of  $^{228}\text{Th}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{228}\text{Ra}$ , and  $^{40}\text{K}$  in solid and liquid samples at copper mine – NTB had been done. Samples were analyzed using gamma spectroscopy system with high purity germanium (HPGe) detector. The measurement result showed that  $^{228}\text{Th}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{228}\text{Ra}$ , and  $^{40}\text{K}$  concentration in solid samples are  $(0.65 \pm 0.05)$  Bq/kg -  $(106.90 \pm 0.95)$  Bq/kg,  $(1.23 \pm 0.14)$  Bq/kg -  $(111.80 \pm 0.65)$  Bq/kg,  $(0.74 \pm 0.11)$  Bq/kg -  $(115.30 \pm 1.57)$  Bq/kg, and  $(22.80 \pm 2.29)$  Bq/kg -  $(203.30 \pm 4.66)$  Bq/kg for  $^{228}\text{Th}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{228}\text{Ra}$ , dan  $^{40}\text{K}$ . And for liquid samples, the analysis result for  $^{228}\text{Th}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ , are undetected by the measurement system because below detection limit, undetected  $(0.97 \pm 0.12)$  Bq/L for  $^{228}\text{Ra}$ , and undetected -  $(6.54 \pm 1.40)$  Bq/L for  $^{40}\text{K}$ .  $^{228}\text{Th}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{228}\text{Ra}$ , and  $^{40}\text{K}$  concentration at those samples are still below concentration limit that recommended by IAEA which is 1000 Bq/Kg. Those measurement results will be useful for investigation of radiation safety in nature especially at open mine.

Key words: Natural radionuclide, Gamma spectrometer, Cu mine.

## I. PENDAHULUAN

Radiasi yang diterima penduduk dunia per orang (perkiraan dosis tahunan per orang) sebagian besar berasal dari sumber radiasi alam dan yang terbesar berasal dari kerak bumi (radiasi primordial) yaitu sekitar 2,0 mSv (84%) dan yang paling besar adalah gas radon sekitar 1,3 mSv (53%)<sup>[1]</sup>. Disamping gas radon radionuklida  $^{228}\text{Th}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{228}\text{Ra}$ , dan  $^{40}\text{K}$  relatif besar kandungannya di tanah. Radionuklida tersebut dapat lepas ke lingkungan melalui berbagai kegiatan manusia.

Radionuklida  $^{228}\text{Th}$  dan  $^{228}\text{Ra}$  merupakan anak luruh  $^{228}\text{Ac}$  dari deret peluruhan  $^{232}\text{Th}$  yang mempunyai waktu paroh 1,913 tahun dan 6,7 tahun. Radionuklida ini mempunyai sifat yang mirip dengan unsur stabil kalsium (Ca), sehingga sebagian besar  $^{228}\text{Th}$  dan  $^{228}\text{Ra}$  mudah terakumulasi di dalam tulang<sup>[2]</sup>. Radionuklida  $^{226}\text{Ra}$  merupakan anak luruh  $^{230}\text{Th}$  dari deret peluruhan  $^{238}\text{U}$  dan waktu parohnya 1602 tahun. Apabila  $^{226}\text{Ra}$  tersebut masuk ke dalam tubuh manusia dengan konsentrasi yang cukup tinggi maka  $^{226}\text{Ra}$  dapat menggantikan kalsium dalam struktur tulang (hampir 99 %)<sup>[2]</sup>. Radionuklida  $^{226}\text{Ra}$  yang masuk ke dalam tubuh sekitar 80% dikeluarkan dengan cepat dari tubuh dan hanya sekitar 20% yang diserap oleh tubuh<sup>[1]</sup>. Radionuklida  $^{40}\text{K}$  mempunyai waktu paroh  $1,28 \times 10^9$  tahun. Penyebaran  $^{40}\text{K}$  di lingkungan mengikuti penyebaran isotop stabilnya, yaitu  $^{39}\text{K}$ . Di dalam sistem biologi unsur ini mempunyai sifat yang sama dengan  $^{137}\text{Cs}$ , sehingga mudah terakumulasi dalam otot. Umumnya  $^{40}\text{K}$  masuk ke dalam tubuh manusia terutama melalui makanan, dan merupakan sumber utama dosis radiasi interna yang berasal dari radiasi alam, seperti terlihat pada Gambar 1.<sup>[2,3]</sup>

Radionuklida  $^{228}\text{Th}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{228}\text{Ra}$ , dan  $^{40}\text{K}$  dari dalam kerak bumi dapat tersebar ke lingkungan akibat aktivitas manusia yang berasal dari limbah hasil pemanfaatan sumber daya alam yang terdapat di dalam bumi, misalnya kegiatan penambangan (tambang uranium, timah, fosfat dan batubara), PLTU batubara (abu terbang atau *fly-ash* hasil pembakaran batubara pada suhu tinggi), pabrik pupuk fosfat, bahan bangunan (gypsum, semen dan batu granit). Jika limbah tersebut tidak terkendali dapat mengakibatkan pencemaran lingkungan oleh zat radioaktif.

Batu Hijau adalah tambang terbuka yang dilengkapi dengan sarana pengolahan dan pendukung. Tambang ini terletak di sebelah barat daya pulau Sumbawa, di Kecamatan Jereweh dan Sekongkang, Kabupaten Sumbawa, Provinsi NTB. Produk tambang ini berupa konsentrat tembaga yang mengandung sejumlah kecil emas, yang dikirimkan ke

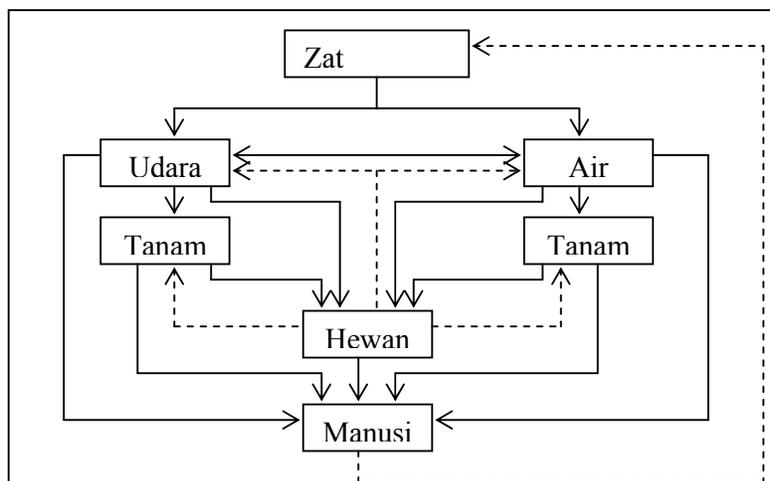
berbagai pabrik peleburan di Indonesia maupun di luar negeri untuk pengolahan selanjutnya.

Dalam proses penambangan selain dihasilkan produk campuran logam-logam berupa konsentrat juga dihasilkan produk samping berupa slag, lumpur/tailing dan air tailing. Perlu diketahui bahwa hasil samping tersebut mengandung zat radioaktif alamiah dari deret uranium (U-238), Thorium (Th-232), dan Kalium (K-40) yang akan meluruh dengan memancarkan radiasi alpha, beta, dan gamma. Potensi pajanan radiasi yang dipancarkan dari zat radioaktif tersebut bergantung pada konsentrasi radionuklida alam yang terkandung di dalam produk tersebut<sup>[3]</sup>.

Survei radiasi gamma di Indonesia dilakukan oleh instansi yang berwenang yaitu Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi (PTKMR) - BATAN yang berkoordinasi dengan BAPETEN dalam hal pengkajian radioaktivitas lingkungan di seluruh Indonesia. Survei ini ditujukan untuk mencari data dasar radioaktivitas lingkungan di pertambangan khususnya tambang terbuka dan mengetahui dampak yang ditimbulkan dari kegiatan penambangan tersebut.

Dalam makalah ini akan dibahas hasil pengukuran konsentrasi radionuklida primordial ( $^{228}\text{Th}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{228}\text{Ra}$ , dan  $^{40}\text{K}$ ) dalam sampel padat dan cair yang diambil di lokasi penambangan mulai dari bahan baku sampai produk akhir di kawasan tambang tembaga di Nusa Tenggara Barat.

Tujuan pengukuran adalah untuk mengetahui berapa besar konsentrasi radionuklida  $^{228}\text{Th}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{228}\text{Ra}$ , dan  $^{40}\text{K}$  yang terkandung dalam sampel padat dan cair yang berasal dari tambang tembaga di NTB.



Gambar 1. Daur pencemaran radioaktivitas lingkungan

## II. METODOLOGI

### II.a. Bahan dan Peralatan

Bahan dan peralatan yang digunakan adalah pengambil sampel, wadah sampel (botol dan plastik), kertas label, peralatan tulis, nampan, oven, timbangan, marinelli 1 liter, lem araldite, spektrometer gamma dengan detektor HPGe model EG&G Ortec GEM-25185<sup>[4]</sup>.

### II.b. Pengambilan Sampel

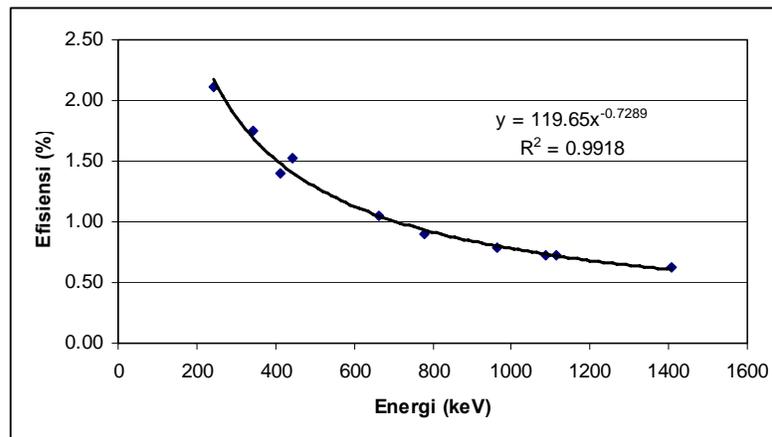
Sampel padat diambil sebanyak 2-5 kg dan sampel cair diambil sebanyak 1-2 liter diambil di beberapa lokasi proses penambangan. Sampel diberi label pada tiap wadahnya dengan mencantumkan nama lokasi, tanggal, bulan, dan tahun pengambilan, serta waktu pengambilan<sup>[4]</sup>.

### II.c. Pemrosesan Sampel

Sampel padat dikeringkan dalam oven dengan suhu 110°C selama 24 jam. Sampel kering dimasukkan ke dalam tabung marinelli hingga hampir penuh kemudian ditimbang berat bersih sampel, sedangkan untuk sampel cair langsung dimasukkan ke dalam marinelli hingga hampir penuh dan dicatat volume sampel. Selanjutnya tabung marinelli ditutup rapat menggunakan lem araldit. Sampel disimpan selama dua minggu atau lebih agar terjadi kesetimbangan sekuler antara anak luruh  $^{228}\text{Th}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{228}\text{Ra}$ , dan induknya<sup>[4]</sup>.

### II.d. Kalibrasi Spektrometer Gamma

Kalibrasi spectrometer gamma dengan detector HPGe dilakukan dengan menggunakan sumber standar Ho-166m dengan aktivitas 22788 Bq pada tanggal 29 Agustus 2000 dalam tabung marinelli 1 liter. Geometri sumber standar harus sama dengan geometri sampel yang akan diukur. Hasil kalibrasi tersebut berupa data efisiensi pencacahan yang dinyatakan dalam bentuk persen sebagai fungsi dari nomor salur atau energi (keV)<sup>[4]</sup>. Kurva efisiensi pencacahan sebagai fungsi energi diperlihatkan pada Gambar 2.



Gambar 2. Kurva kalibrasi efisiensi pencacahan sebagai fungsi energi

**II.e. Pengukuran Sampel**

Sampel diukur dengan spektrometer gamma dengan detektor germanium berkemurnian tinggi (HPGe) model EG&G Ortec GEM-25185. Efisiensi relatif detektor 27% dan resolusi (FWHM) 1,84 untuk energi 1332 (<sup>60</sup>Co). Pengukuran sampel dilakukan selama 17 jam. Radionuklida <sup>228</sup>Th ditentukan dari anak luruhnya yang memancarkan radiasi gamma, yaitu <sup>212</sup>Pb pada puncak energi 238,63 keV dengan P<sub>γ</sub> = 0,435. Radionuklida <sup>226</sup>Ra ditentukan dari anak luruhnya yang memancarkan radiasi gamma, yaitu <sup>214</sup>Bi pada puncak energi 609,31 keV dengan P<sub>γ</sub> = 0,446. Radionuklida <sup>228</sup>Ra ditentukan dari anak luruhnya yang memancarkan radiasi gamma, yaitu <sup>228</sup>Ac pada puncak energi 911,07 keV dengan P<sub>γ</sub> = 0,27. Radionuklida <sup>40</sup>K ditentukan secara langsung pada energi 1460,75 keV dengan P<sub>γ</sub> = 0,1067<sup>[4]</sup>.

**II.f. Penghitungan dan Evaluasi Data**

Kalibrasi untuk mendapatkan efisiensi pencacahan menggunakan sumber standar Ho-166m dalam bentuk merinelli. Perhitungan efisiensi pencacahan menggunakan persamaan<sup>[4]</sup> :

$$E = \frac{cps}{dps \cdot P_{\gamma}} \times 100 \tag{1}$$

dengan cps = laju cacah sumber standar (cps = cacah per detik)  
 dps = peluruhan (disintegrasi) per detik (aktivitas sumber standar dalam sertifikat)

$$E = 2,20\% (^{228}\text{Th}), 1,11\% (^{226}\text{Ra}), 0,83\% (^{228}\text{Ra}), \text{ dan } 0,59\% (^{40}\text{K})$$

Konsentrasi radionuklida alam dalam sampel dihitung menggunakan persamaan sebagai berikut<sup>[4]</sup> :

$$C = \frac{(n_s - n_B) \pm \sigma}{\varepsilon \cdot P_\gamma \cdot F_k \cdot W} \quad (2)$$

dengan:

- C : konsentrasi radionuklida dalam sampel (Bq/kg atau Bq/L)
- n<sub>S</sub> : laju cacah sampel (cps)
- n<sub>B</sub> : laju cacah latar (cps)
- σ : deviasi standar
- ε : efisiensi pencacahan (%)
- P<sub>γ</sub> : kelimpahan energi gamma (%)
- F<sub>k</sub> : Faktor koreksi serapan diri
- W : berat sampel atau volume sampel (kg atau L)

Faktor koreksi dihitung bila terjadi perbedaan antara kerapatan sampel dengan kerapatan sumber standar<sup>[4]</sup> :

$$F_k = \frac{\mu t}{1 - e^{-\mu t}} \quad (3)$$

$$\mu = \mu_m \rho \quad (4)$$

$$\mu_m = 1,287E^{-0,435} \quad (5)$$

dengan :

- F<sub>k</sub> : faktor koreksi serapan diri
- μ : faktor serapan linier (cm<sup>-1</sup>)
- t : tebal sampel (cm)
- μ<sub>m</sub> : faktor serapan massa pada energi gamma
- ρ : kerapatan sampel (g/cm<sup>3</sup>)
- E : energi gamma (keV)

Simpangan baku pengukuran konsentrasi sampel menggunakan metode statistik Poisson dengan selang kepercayaan 68%<sup>[4]</sup>.

$$\sigma = \sqrt{\frac{n_S}{t_S} + \frac{n_B}{t_B}} \quad (6)$$

dengan:

- $\sigma$  : deviasi standar (cps)
- $n_S$  : laju cacah sampel (cps)
- $n_B$  : laju cacah latar (cps)
- $t_S$  : waktu cacah sampel (detik)
- $t_B$  : waktu cacah latar (detik)

Uji kemampuan alat ukur menggunakan batas konsentrasi minimum yang dapat dideteksi (MDC, *minimum detectable concentration*) dengan selang kepercayaan 68%, sebagai berikut<sup>[4]</sup> :

$$MDC = \frac{2,33 \sqrt{n_B / t_B}}{\varepsilon \cdot P_\gamma \cdot F_k \cdot W} \quad (7)$$

dengan:

- MDC : konsentrasi minimum terdeteksi (Bq/kg atau Bq/L)
- $n_B$  : laju cacah latar (cps)
- $t_B$  : waktu cacah latar (detik)
- $\varepsilon$  : efisiensi pencacahan (%)
- $P_\gamma$  : kelimpahan energi gamma (%)
- $F_k$  : faktor koreksi serapan diri
- $W$  : berat atau volume sampel (kg atau L)

### III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil pengukuran konsentrasi  $^{228}\text{Th}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{228}\text{Ra}$ , dan  $^{40}\text{K}$  dalam sampel padat di lokasi penambangan dapat dilihat pada Tabel 1 dan hasil pengukuran konsentrasi  $^{228}\text{Th}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{228}\text{Ra}$ , dan  $^{40}\text{K}$  dalam sampel cair di beberapa lokasi dapat dilihat pada Tabel 2.

Tabel 1. Konsentrasi  $^{228}\text{Th}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{228}\text{Ra}$ , dan  $^{40}\text{K}$  dalam sampel padat di beberapa lokasi penambangan PT. Newmont, Nusa Tenggara Barat

No.	Lokasi	Konsentrasi (Bq/kg)			
		$^{228}\text{Th}$	$^{226}\text{Ra}$	$^{228}\text{Ra}$	$^{40}\text{K}$
1	<i>Sag Feed</i>	3,18 ± 0,14	4,78 ± 0,08	2,07 ± 0,25	203,30 ± 4,66
2	<i>Botoom Ash</i>	28,98 ± 0,62	30,61 ± 1,63	31,31 ± 0,84	186,12 ± 5,82
3	<i>Fly Ash</i>	27,56 ± 0,59	35,05 ± 0,63	30,00 ± 0,86	140,77 ± 4,97
4	<i>Concentrate</i>	0,65 ± 0,05	1,23 ± 0,14	0,74 ± 0,11	22,80 ± 2,29
5	<i>Tailing Solid</i>	1,95 ± 0,11	2,20 ± 0,34	1,95 ± 0,22	196,36 ± 5,07
6	<i>Cyclone Solid</i>	1,34 ± 0,12	1,90 ± 0,37	1,17 ± 0,20	115,50 ± 3,42
7	<i>Slag</i>	106,90 ± 0,95	111,80 ± 0,65	115,30 ± 1,57	192,90 ± 1,85

Keterangan :

MDC  $^{228}\text{Th}$  = 0,03 Bq/kg

MDC  $^{226}\text{Ra}$  = 0,09 Bq/kg

MDC  $^{228}\text{Ra}$  = 0,01 Bq/kg

MDC  $^{40}\text{K}$  = 1,40 Bq/kg

Tabel 2. Konsentrasi  $^{228}\text{Th}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{228}\text{Ra}$ , dan  $^{40}\text{K}$  dalam sampel cair di beberapa lokasi penambangan PT. Newmont, Nusa Tenggara Barat

No.	Lokasi	Konsentrasi (Bq/L)			
		$^{228}\text{Th}$	$^{226}\text{Ra}$	$^{228}\text{Ra}$	$^{40}\text{K}$
1	<i>Cyclone Liquid</i>	< 0,03	< 0,01	< 0,09	3,25 ± 1,26
2	<i>Tailing Liquid</i>	< 0,03	< 0,01	0,97 ± 0,12	6,54 ± 1,40
3	<i>Filtration Plan Liquid</i>	< 0,03	< 0,01	< 0,09	< 1,40
4	<i>Plan Dup Liquid</i>	< 0,03	< 0,01	< 0,09	< 1,40

Keterangan :

MDC  $^{228}\text{Th}$  = 0,03 Bq/L

MDC  $^{226}\text{Ra}$  = 0,09 Bq/L

MDC  $^{228}\text{Ra}$  = 0,01 Bq/L

MDC  $^{40}\text{K}$  = 1,40 Bq/L

Tabel 1 memperlihatkan bahwa konsentrasi  $^{228}\text{Th}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{228}\text{Ra}$ , dan  $^{40}\text{K}$  dalam sampel padat bervariasi, yaitu berkisar antara  $(0,65 \pm 0,05)$  Bq/kg sampai  $(106,90 \pm 0,95)$  Bq/kg,  $(1,23 \pm 0,14)$  Bq/kg sampai  $(111,80 \pm 0,65)$  Bq/kg,  $(0,74 \pm 0,11)$  Bq/kg sampai  $(115,30 \pm 1,57)$  Bq/kg, dan  $(22,80 \pm 2,29)$  Bq/kg sampai  $(203,30 \pm 4,66)$  Bq/kg berurutan untuk  $^{228}\text{Th}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{228}\text{Ra}$ , dan  $^{40}\text{K}$ . Konsentrasi  $^{228}\text{Th}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{228}\text{Ra}$ , dan  $^{40}\text{K}$  terendah terdapat pada sampel *concentrate* yang merupakan hasil akhir dari proses pengolahan, sedangkan konsentrasi tertinggi untuk  $^{228}\text{Th}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ , dan  $^{228}\text{Ra}$  terdapat pada sampel *slag* yang merupakan hasil samping proses pengolahan dan untuk  $^{40}\text{K}$  terdapat pada sampel *sag feed* yang merupakan bahan baku proses.

Tabel 2 memperlihatkan bahwa konsentrasi  $^{228}\text{Th}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{228}\text{Ra}$ , dan  $^{40}\text{K}$  dalam sampel cair adalah tidak terdeteksi (di bawah batas deteksi terendah) untuk  $^{228}\text{Th}$  dan  $^{226}\text{Ra}$ , tidak terdeteksi sampai  $(0,97 \pm 0,12)$  Bq/L untuk  $^{228}\text{Ra}$ , dan tidak terdeteksi sampai  $(6,54 \pm 1,40)$  Bq/L untuk  $^{40}\text{K}$ .

Konsentrasi  $^{228}\text{Th}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{228}\text{Ra}$ , dan  $^{40}\text{K}$  di dalam sampel padat dan cair tersebut masih jauh di bawah batas konsentrasi yang direkomendasikan oleh IAEA yaitu sebesar 1000 Bq/kg untuk sampel padat dan 1000 Bq/L untuk sampel cair. Data konsentrasi tersebut akan menjadi data untuk pengkajian keselamatan radiasi di alam khususnya di lokasi tambang terbuka.

#### IV. KESIMPULAN

Berdasarkan data hasil pengukuran konsentrasi  $^{228}\text{Th}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{228}\text{Ra}$ , dan  $^{40}\text{K}$  dalam sampel padat dan cair di beberapa lokasi penambangan PT. Newmont, dapat disimpulkan bahwa konsentrasi  $^{228}\text{Th}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{228}\text{Ra}$ , dan  $^{40}\text{K}$  bervariasi yaitu terendah terdapat pada sampel *concentrate* dan konsentrasi tertinggi untuk  $^{228}\text{Th}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ , dan  $^{228}\text{Ra}$  terdapat pada sampel *slag*, sedangkan untuk  $^{40}\text{K}$  terdapat pada sampel *sag feed*. Hasil tersebut masih di bawah batas yang direkomendasikan oleh IAEA.

#### DAFTAR PUSTAKA

1. IAEA, Measurement of Radionuclides in Food and the Environment, A Guidebook, Tech.Report Series No. 295, International Atomic Energy Agency (IAEA), Vienna, 1989.

2. UNSCEAR, Sources and Effects of Ionizing Radiation, United Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR) 2000 Report to the General Assembly. With Scientific Annexes, Vol. I, United Nations, New York, 2000.
3. Wardana, W.A., Teknik Analisis Radioaktivitas Lingkungan, ANDI, Yogyakarta, 1993.
4. P3KRBiN - BATAN, Instruksi Kerja Analisis  $^{228}\text{Th}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{228}\text{Ra}$ , dan  $^{40}\text{K}$  Pada Sampel Tanah, sedimen, dan Bahan Bangunan, Laboratorium KKL, Puslitbang Keselamatan Radiasi dan Biomedika Nuklir, Badan Tenaga Nuklir Nasional, Jakarta, 2003.

## PEMBUATAN DAN PENGUJIAN FILTER ARANG AKTIF (CHARCOAL CATRIDGE) UNTUK MENCUPLIK GAS $^{131}\text{I}$

Muji Wiyono  
PTKMR – BATAN

### ABSTRAK

PEMBUATAN DAN PENGUJIAN FILTER ARANG AKTIF (CHARCOAL CATRIDGE) UNTUK MENCUPLIK GAS  $^{131}\text{I}$ . Telah dibuat dan diuji filter arang aktif (*charcoal cartridge*) untuk mencuplik gas  $^{131}\text{I}$ . Pembuatan filter arang aktif dilakukan dengan menambahkan kalium iodida (KI) dengan konsentrasi 0, 2, 4, 6, 8 dan 10 % dari berat total pada arang aktif. Pencuplikan gas  $^{131}\text{I}$  dilakukan pada suhu 30 °C, kelembaban udara 95 % dan laju alir gas  $^{131}\text{I}$  sebesar 30 liter/menit. Filter arang aktif yang telah digunakan untuk mencuplik dicacah dengan spektrometer gamma HPGe untuk mendapatkan efisiensi adsorpsi. Hasil pengukuran menunjukkan bahwa filter arang aktif dengan konsentrasi KI sebesar 2 % mempunyai efisiensi adsorpsi gas  $^{131}\text{I}$  yang lebih baik dari yang lain yaitu sebesar  $(94,9 \pm 0,6) \%$ .

Kata kunci: pembuatan, filter arang aktif, gas  $^{131}\text{I}$ .

### ABSTRACT

FABRICATION AND TESTING OF CHARCOAL CATRIDGE FOR SAMPLING  $^{131}\text{I}$  GAS. Charcoal cartridge had been made and tested for sampling  $^{131}\text{I}$  gas. The fabrication of charcoal cartridge was done by adding iodide potassium (KI) with some concentrations of 0, 2, 4, 6, 8 and 10 % from total weight to charcoal cartridge. Sampling of  $^{131}\text{I}$  gas was done at temperature of 30 °C, humidity of 95 % and air flow of 30 liters/minute. Charcoal cartridge which had been used, was counted using HPGe gamma spectrometer to get the efficiency of adsorption. The measurement result showed that the adsorption efficiency of charcoal cartridge having 2 % KI concentration which was  $(94,9 \pm 0,6) \%$  was better than others.

Keywords: fabrication, charcoal cartridge,  $^{131}\text{I}$  gas.

---

### PENDAHULUAN

Pemanfaatan isotop  $^{131}\text{I}$  berkembang sangat pesat khususnya di fasilitas nuklir, bidang industri dan rumah sakit. Perhatian utama dalam penggunaan isotop tersebut adalah kemungkinan pelepasan bahan radioaktif ke udara, yang menyebabkan terjadinya kontaminasi udara/ruangan, karena sifatnya yang mudah menguap (*volatile*) dan terkonsentrasi pada organ kritis kelenjar gondok [1]. Oleh karena itu pemantauan gas-gas

radioaktif pada fasilitas nuklir, industri dan rumah sakit secara akurat merupakan faktor penting dalam keselamatan suatu operasi.

Isotop  $^{131}\text{I}$  dalam bentuk gas dapat dicuplik dengan cara adsorpsi. Material yang lazim dipakai sebagai adsorban adalah filter arang aktif (*charcoal cartridge*) buatan Herfurth (Jerman) dan Merlin Gerin (Perancis), alumina aktif dan silika gel [2, 3]. Filter arang aktif buatan luar negeri tersebut harganya cukup mahal, sehingga diperlukan dana yang cukup untuk pemantauan kontaminasi gas  $^{131}\text{I}$  pada instalasi nuklir, industri dan rumah sakit yang menggunakan isotop  $^{131}\text{I}$ .

Dalam upaya menunjang kegiatan Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi – BATAN, industri, dan rumah sakit dalam pemantauan kontaminasi gas  $^{131}\text{I}$ , telah dibuat dan diuji filter arang aktif (*charcoal cartridge*) menggunakan arang aktif yang dicampur dengan *dimethyl sulfate*, *methanol* dan air suling yang ditambah kalium iodida dengan konsentrasi 0, 2, 4, 6, 8 dan 10 % dari berat total. Diharapkan dari hasil penelitian ini diperoleh filter arang aktif dengan efisiensi adsorpsi paling tinggi, biaya yang lebih murah dan dapat digunakan untuk mencuplik kontaminasi gas  $^{131}\text{I}$  dalam ruangan secara optimal.

Pada makalah ini akan diuraikan cara membuat filter arang aktif (*charcoal cartridge*), pengujian filter arang aktif dengan mencuplik gas  $^{131}\text{I}$  dan mengukur efisiensi adsorpsi gas  $^{131}\text{I}$  menggunakan spektrometer gamma HPGe.

## TEORI

Pengikatan *Iodine* akan permanen pada filter arang aktif apabila arang aktif dicampur dengan bahan kimia seperti kalium iodida (KI) atau *triethylene diamine* (TEDA). Adanya KI atau TEDA di dalam arang aktif mengakibatkan *methyl iodida* ( $\text{CH}_3^{131}\text{I}$ ) akan teradsorpsi lebih banyak. Efisiensi adsorpsi *iodine* dipengaruhi oleh parameter fisik seperti suhu udara, keberadaan zat organik [4], ketebalan adsorban, laju alir, dan kelembaban udara [5].

Menurut standar ASTM D 3803-79 Amerika prosedur penentuan efisiensi adsorpsi  $^{131}\text{I}$  adalah pada suhu 30 °C, kelembaban udara 95 % dan laju aliran  $\pm 30$  liter/menit [6]. Disamping itu larutan radioaktif  $^{131}\text{I}$  dicampur dengan *dimethyl sulfate* ( $(\text{CH}_3)_2\text{SO}_4$ ) dengan perbandingan 1 : 2 dan dipanaskan pada suhu 70 °C agar membentuk *methyl Iodida* ( $\text{CH}_3^{131}\text{I}$ ) [7]. Agar gas *methyl iodida* yang keluar dari filter arang aktif pertama diadsorpsi

oleh filter arang aktif kedua, maka filter arang aktif harus disusun secara seri didalam alat pencuplik [8].

Filter arang aktif setelah dipakai mencuplik iodine dicacah dengan menggunakan spektrometer gamma dengan detektor HPGe. Efisiensi adsorpsi  $^{131}\text{I}$  pada filter arang aktif dihitung dengan persamaan berikut [6] :

$$P (\%) = \frac{A_1}{A_1 + A_2} \cdot 100 \% \quad (1)$$

dengan :

$P$  = Efisiensi adsorpsi  $^{131}\text{I}$  (%)

$A_1$  = cacahan filter arang aktif pertama setelah dikurangi cacah latar (cps).

$A_2$  = cacahan filter arang aktif kedua setelah dikurangi cacah latar (cps).

Sedangkan untuk menghitung simpangan baku/standar divisiasi ( $\sigma$ ) menggunakan persamaan berikut [9]:

$$\sigma = \sqrt{\frac{\sum P^2}{N} - \left(\frac{\sum P}{N}\right)^2} \quad (2)$$

dengan N adalah banyak data efisiensi adsorpsi.

## TATA KERJA

### Bahan dan Peralatan:

Bahan:

- |  |  |
|--|--|
| 1. Kalium Iodida (KI).   | 5. Air suling                                      |
| 2. <i>Dimethyl sulfate</i> (( $\text{CH}_3$ ) $_2$ $\text{SO}_4$ ) | 6. Isotop $^{131}\text{I}$ aktivitas 5 mCi / 10 ml |
| 3. Arang Aktif, 6 – 12 mesh.                                       | 7. Wadah filter arang aktif                        |
| 4. <i>Methanol</i>   | 8. Selotip   |

Peralatan:

- |   |                               |
|---|-------------------------------|
| 1. Spektrometer Gamma HPGe.   | 10. <i>Electromantle</i> .    |
| 2. Timbangan Elektronik FP-12K.   | 11. Generator <i>Iodine</i> . |
| 3. Tungku pemanas ( <i>oven</i> ) merk Memmert.                               | 12. Generator Uap Air.        |
| 4. <i>Beaker glass</i> volume 250 ml.   | 13. <i>Thermometer</i> .      |
| 5. Pemanas ( <i>hot plate</i> ).  | 14. Pompa Dorong.             |
| 6. Pompa Hisap  | 15. <i>Flow meter</i> .       |
| 7. Kotak yang dilengkapi pengatur suhu dan kelembaban ( <i>Chamber box</i> ). |                               |

8. *Water trap* (pengisolasi air)
9. Pegangan filter arang aktif (*test holder*)

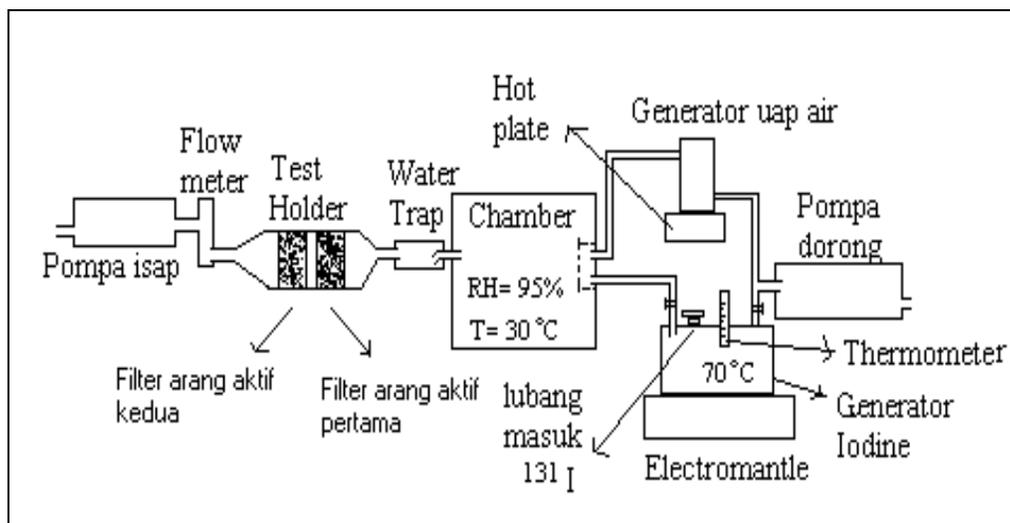
### **Pembuatan filter Arang Aktif**

1. Arang aktif ditimbang sebanyak 30 gram dan diletakkan di dalam *beaker glass*. Dengan cara yang sama dilakukan penimbangan arang aktif untuk *beaker glass* yang lain sebanyak 36 buah.
2. Kalium iodida (KI) ditimbang dengan massa masing-masing (0; 3,6; 7,2; 10,8; 14,4; 18) gram untuk mendapatkan konsentrasi (0, 2, 4, 6, 8, 10) % dari masaa arang aktif (6 x 30 gram).
3. 120 ml larutan *methanol* dicampur dengan 120 ml air suling lalu dimasukkan ke dalam botol dan di siapkan sebanyak 6 botol.
4. Kalium iodida yang telah ditimbang pada no. 2 dimasukkan kedalam masing–masing botol (no 3) lalu diberi label untuk masing-masing konsentrasi dan dikocok selama 2 menit .
5. Larutan pada nomor 4 sebanyak 40 ml untuk setiap konsentrasi dituangkan ke dalam 6 buah *beaker glass* berisi arang aktif diberi label dan diaduk sampai rata kemudian dimasukkan pada tungku pemanas pada suhu 40 °C selama 48 jam.
6. Arang aktif yang sudah kering dan dingin dimasukkan pada wadah filter arang aktif berdiameter 58 mm dan tebal 27 mm. Bagian depan dan belakang wadah filter arang aktif ditutup dengan kawat kasa dan media kertas filter serta diberi label untuk masing-masing konsentrasi.
7. Wadah filter arang aktif dilem dengan kertas isolasi dan dimasukkan dalam kantong plastik lalu ditutup (*seal*). Masing-masing wadah filter arang aktif diberi label untuk masing-masing konsentrasi yang dibuat.

### **Pengujian Filter Arang Aktif.**

1. Dua buah filter arang aktif dengan konsentrasi KI 0 % dimasukkan ke dalam alat pencuplik (*test holder*) gas  $^{131}\text{I}$  secara seri dan dirangkaikan pada sistem penguji seperti pada gambar 1.
2. Dua buah kran pada generator *iodine* ditutup.

3. Pemanas (*hot plate*) dihidupkan pada skala 70 untuk memanaskan air didalam generator uap air dan pompa dorong dihidupkan sampai diperoleh kelembaban dan suhu uap air diruang chamber pada 95 % dan 30 °C.
4. Pompa hisap dihidupkan dan diatur laju alir udara pada flow meter pada aliran 30 liter / menit.
5. *Electromantle* dihidupkan sampai suhu didalam generator *iodine* yang terbaca pada *thermometer* sebesar 70 °C.
6. Tutup generator *iodine* dibuka lalu 50 µl *dimethyl sulfate* ((CH<sub>3</sub>)<sub>2</sub>SO<sub>4</sub>) dan 25 µl <sup>131</sup>I dimasukkan ke dalam generator *iodine* dan ditutup kembali.
7. Kedua kran generator *iodine* dibuka dan ditunggu selama 3 menit.
8. Pemanas, pompa hisap, *electromantle* dimatikan, filter arang aktif dikeluarkan dari alat pencuplik dan dimasukkan dalam kantong plastik lalu ditutup (*seal*) untuk selanjutnya diukur efisiensi adsorpsi menggunakan spektrometer gamma HPGe.
9. Filter arang aktif dengan konsentrasi KI 0 % yang lain dimasukkan dalam alat pencuplik secara seri, kemudian dilakukan seperti pada langkah nomor 2 sampai 8, demikian selanjutnya untuk seluruh filter arang aktif dengan konsentrasi KI yang berbeda (setiap konsentrasi terdiri 6 buah filter = 3 pasang).



Gambar 1. Sistem pengujian filter arang aktif untuk mencuplik gas <sup>131</sup>I

### Pengukuran Efisiensi Adsorpsi Gas $^{131}\text{I}$ pada Filter Arang Aktif.

1. Filter arang aktif yang telah digunakan mencuplik *iodine*, dikeluarkan dari *test holder* dan masing-masing disegel dengan kantong plastik.
2. Sistem spektrometer gamma HPGe dikalibrasi energi dan efisiensinya menggunakan sumber standar  $^{226}\text{Ra}$  (dalam bentuk *charcoal cartridge* dengan aktivitas  $(291,6 \pm 5 \%)$  Bq pada tanggal 1 September 1993) untuk memastikan bahwa energi 364,48 keV yang ditampilkan pada spektrometer gamma HPGe adalah energi isotop  $^{131}\text{I}$ .
3. Filter arang aktif yang belum dipakai mencuplik gas  $^{131}\text{I}$  diletakkan diatas detektor kemudian dilakukan cacah latar selama 10 menit dan di catat *net area* pada energi 364,48 keV.
4. Filter arang aktif pertama di letakkan diatas detektor dan dicacah selama 10 menit. *Net area* isotop  $^{131}\text{I}$  pada energi 364,48 keV dicatat.
5. Langkah seperti nomor 4 dilakukan untuk filter arang aktif yang kedua.
6. Efisiensi adsorpsi  $^{131}\text{I}$  dan simpangan baku dihitung menggunakan persamaan 1 dan 2.

### HASIL DAN PEMBAHASAN

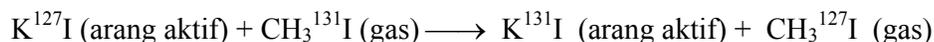
Efisiensi adsorpsi  $^{131}\text{I}$  pada filter arang aktif dengan konsentrasi kalium iodida antara 0 – 10 % dari berat total yang telah diuji pada sistem pengujian pada suhu 30 °C, kelembaban 95 % dan laju alir 30 liter/menit disajikan pada Tabel 1.

Tabel 1. Efisiensi adsorpsi  $^{131}\text{I}$  pada alat pencuplik iodin dengan variasi penambahan KI.

No.	Konsentrasi KI (%)	Efisiensi adsorpsi $^{131}\text{I}$ (%)
1.	0	$81,4 \pm 5,8$
2.	2	$94,9 \pm 0,6$
3.	4	$94,1 \pm 3,6$
4.	6	$88,8 \pm 3,8$
5.	8	$95,5 \pm 2,3$
6.	10	$88,7 \pm 4,0$

Dari tabel tersebut terlihat bahwa filter arang aktif tanpa campuran KI (0 %) mempunyai efisiensi adsorpsi  $^{131}\text{I}$  lebih kecil daripada filter arang aktif yang dicampur KI

dengan variasi konsentrasi 2, 4, 6, 8 dan 10 %. Dengan adanya KI *methyl iodida* ( $\text{CH}_3^{131}\text{I}$ ) akan teradsorpsi lebih banyak. *Methyl iodida* yang tergolong dalam kelompok iodin organik sewaktu melewati arang aktif akan teradsorpsi pada porositas mikro arang dengan ikatan *Van der Waals*. Ikatan ini secara fisik diteruskan dengan reaksi kimia antara  $\text{CH}_3^{131}\text{I}$  dengan KI berupa ikatan kovalen yang kuat dengan reaksi sebagai berikut [10] :



Pada arang aktif yang tidak mengandung KI bila terjadi kontak dengan *methyl Iodida* hanya menimbulkan ikatan fisik yang lemah sehingga terjadi proses desorpsi yang menyebabkan uap *methyl iodida* lepas dari arang aktif. Karena uap *methyl iodida* lepas maka gas  $^{131}\text{I}$  tidak terikat didalam arang aktif akibatnya efisiensi adsorbsinya rendah.

Idealnya penambahan konsentrasi KI selalu diikuti dengan kenaikan efisiensi filter arang aktif dalam mengadsorpsi  $^{131}\text{I}$ . Akan tetapi pada pengujian filter arang aktif ternyata pada konsentrasi 4, 6 dan 10 % nilai efisiensi adsorpsi yang diperoleh menurun. Hal ini mungkin disebabkan penambahan KI pada arang aktif tidak tepat, pengadukan yang tidak sempurna dan lain-lain. Dari tabel di atas ternyata filter arang aktif dengan campuran antara arang aktif dan KI dengan konsentrasi 2 % mempunyai efisiensi adsorpsi sebesar  $(94,9 \pm 0,6) \%$  lebih baik dibanding dengan filter arang aktif dengan konsentrasi KI yang lain karena efisiensi adsorbsinya tinggi dan prosentase deviasi efisiensi adsorbsinya lebih kecil yakni 0,6 %. Disamping itu biaya pembuatan lebih murah karena larutan KI yang diperlukan sedikit.

## KESIMPULAN

Filter arang aktif (*charcoal cartridge*) dengan penambahan kalium iodida (KI) 2 % mempunyai efisiensi adsorpsi  $^{131}\text{I}$  paling optimal yaitu  $(94,9 \pm 0,6) \%$  dan biaya pembuatannya lebih murah.

## UCAPAN TERIMA KASIH:

Terima kasih penulis ucapkan kepada Bapak Drs. Bunawas, APU dan Bapak Ir. Gatot Suhariyono, M.Si, Bidang Dosimetri, Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi – BATAN atas bantuan literatur dan diskusinya.

**DAFTAR PUSTAKA**

1. ZUBAEDAH, A., BUNAWAS dan WINDUWATI, “Kandungan  $^{131}\text{I}$  Dalam Organ Tubuh Tikus Pasca Inhalasi NaI-131”, Prosiding PKBNI - Yogyakarta (16 - 17 November 1989).
2. RINI H.U., ANNAS H. dan MOCH. SHOLEH, “Ativitas  $^{131}\text{I}$  dalam udara di Ruang Laboratorium dan Cerobong Lab. Produksi Gas Primer”, Prosiding Seminar Teknologi Reaktor dan Pusat Listrik Tenaga Nuklir, PPTN-Bandung (1986).
3. CEMBER, H., “Introduction to Health Physics”, 1st ed., Pergamon Press Inc., (1969).
4. XIA HUA, “Monitoring and Evaluation Techniques for Airborne Contamination”, Cina Institute of Atomic Energy, Training Workshop on Contamination Monitoring, Tokai, Japan (October 1996).
5. KATO, S., MURATA, M., “Application of Activated Carbon Fiber to a Filter Used for Airborne Radioiodine Sampling”, Radiation Protection Practice, Vol. 1, Inter. Rad. Prot. Assoc. (IRPA) 7, Sydney (10 - 17 April 1988).
6. AMERICAN SOCIETY FOR TESTING AND MATERIALS, Standard Test Methods for Radioiodine Testing of Nuclear Grade Gas - Phase Adsorbents, ASTM D 3803-79, (1979).
7. NOGUCHI, MURATA M., THUCHIOKA Y., MATSUI H., AND KOKUBU M.A., “Methods of Quantitative Measurement of Radioiodine Spesies Using Maypack Sampler”, JAERI - M.9408 (1981).
8. LANGHORST S.M., MORRIS J.S., MIL-LER W.H., “Investigation of Charcoal Filters Used in Monitoring Airborne Radioactive I”, Health Physics Vol. 48, no. 3, pp 344-347, Pergamon Press Ltd., (1985).
9. SPIEGEL, M. R., “Theory and Problems of Statistics”, McGraw-Hill International Book Company, Singapore – New Delhi (1981).
10. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Testing and Monitoring of Gas Clean up System at Nuclear Facilities, IAEA Technical Report Series 243 (1984).

**Tanya - Jawab**

**1. Penanya : Ngatijo (PTBN – BATAN)**

**Pertanyaan :**

- Bagaimana spesifikasi arang aktif yang digunakan?

**Jawaban : Muji Wiyono (PTKMR - BATAN)**

- Arang aktif yang digunakan adalah produk Jepang dengan ukuran 12 – 16 mesh.

**2. Penanya : Sugito (PDL – BATAN)**

**Pertanyaan :**

- Dalam perhitungan efisiensi filter tidak dimasukan probabilitas pancaran radiasi pada peak energi Ra-226?
- Apa yang mempengaruhi efisiensi dari adsorpsi charcoal?

**Jawaban : Muji Wiyono (PTKMR - BATAN)**

- Karena untuk menghitung efisiensi hanya membandingkan cacahan dari peak I-131 saja.
- Yang mempengaruhi efisiensi adsorpsi dari charcoal catridge adalah konsentrasi KI, laju alir pada pengujian, suhu dll.

## PENENTUAN INDEKS ANGKUTAN DAN TINGKAT KONTAMINASI PADA BUNGKUSAN ZAT RADIOAKTIF YANG AKAN DI RE-EKSPORT

Riau amorino, Pardi, Nina Herlina, Huriyatil afiah  
PTKMR - BATAN

### ABSTRAK

PENENTUAN INDEKS ANGKUTAN DAN TINGKAT KONTAMINASI PADA BUNGKUSAN ZAT RADIOAKTIF YANG AKAN DI RE-EKSPORT. Bungkusan yang berisi sumber radioaktif  $^{192}\text{Ir}$  dari beberapa rumah sakit yang sudah digunakan untuk Brachytherapy akan di re-eksport ke negara asal, untuk itu perlu dilakukan penentuan Indeks Angkutan pada bungkusan dengan cara mengukur laju pajanan pada permukaan bungkusan dan pada jarak 1 m dari bungkusan menggunakan surveymeter Ludlum Model 19 buatan Ludlum Measurement Inc. dengan No Seri 138483, sedangkan pemeriksaan tingkat kontaminasi pada bungkusan dilakukan dengan uji usap. Dari hasil pengukuran laju pajanan radiasi pada permukaan bungkusan didapatkan laju pajanan radiasi antara 6 mR/jam sampai dengan 0,2 mR/jam, hal ini menyatakan bahwa katagori bungkusannya adalah II kuning, sedang pada jarak 1 m didapatkan laju pajanan radiasi antara 1 mR/jam sampai dengan 0,01 mR/jam, yang menyatakan indeks angkutan dari bungkusan antara 1 sampai dengan 0. Pada pengukuran tingkat kontaminasi pada sampel uji usap menggunakan Gamma Spectrometer dengan detektor HP-Ge Model GEM 25185 EG&G buatan Ortec. menyatakan bahwa seluruh bungkusan yang berisi sumber radioaktif  $^{192}\text{Ir}$  tidak terdapat kebocoran radiasi atau kontaminasi radioaktif di permukaan bungkusan, karena aktivitas kontaminan tidak terdeteksi oleh alat ukur.

Kata kunci : Indeks angkutan, bungkusan zat radioaktif

### ABSTRACT

DETERMINATION OF TRANSPORT INDEX AND CONTAMINATION LEVEL IN RE-EXPORT PACKAGES FROM HOSPITALS. Packages of radioactive source of  $^{192}\text{Ir}$  from hospitals, which had been used, must be re-exporting to origin country. Transport index and contamination level of packages must be determinate. To determine the transport index get by measured radiation exposure rate with survey meter Ludlum Model 19 serial number 138483 made by Ludlum Measurement Inc. at 1 metre from packages, the result are 1 – 0,01 mR/hour. Determination of package category obtained by measured radiation exposure rate with survey meter at surface of package, the result are 6 – 0,2 mR/hour, that means are package category II yellow. Contamination level of package measured by smear test method used Gamma Spectrometer with HP-Ge detector Model GEM 25185 EG&G made by Ortec, the result are contamination level of packages free radioactive contaminant because no radioactive leakage from packages.

*key words : transport index, radioactive packages*

## I. PENDAHULUAN

Aplikasi radionuklida di bidang kedokteran semakin lama semakin maju dan meluas. Salah satunya di rumah sakit yang memanfaatkan radionuklida tersebut sebagai alat terapi yang biasa disebut *Brachytherapy*.

Radionuklida yang dipakai pada *Brachytherapy* menggunakan  $^{192}\text{Ir}$  sebagai sumber tertutup. Penggunaan atau pemanfaatan radiasi atau sumber radioaktif di rumah sakit, perlu dilakukan usaha untuk melindungi pekerja, keturunannya, dan juga anggota masyarakat secara keseluruhan terhadap kemungkinan terjadinya efek biologi yang merugikan dari radiasi. Undang-undang Republik Indonesia No.10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran, pada Bab Pengawasan pasal 16 ayat 1 yang menyatakan : setiap kegiatan yang berkaitan dengan pemanfaatan tenaga nuklir wajib memperhatikan keselamatan, keamanan, ketentraman, kesehatan pekerja dan anggota masyarakat, serta perlindungan terhadap lingkungan hidup<sup>[1]</sup>.

Zat radioaktif memancarkan radiasi karakteristik secara terus menerus yang intensitasnya akan semakin mengecil dengan berlalunya waktu, dimana waktu yang diperlukan sehingga intensitas radiasi yang dipancarkan menjadi setengah dari harga asalnya dikenal sebagai *waktu paro* dari zat tersebut. Sifat aneh dari zat radioaktif adalah bahwa waktu paronya selalu konstan, berapapun intensitas asalnya. Radioaktivitas tidak pernah menjadi nol, akan tetapi intensitasnya dalam selang waktu tertentu senantiasa menjadi setengah intensitas semula<sup>[2]</sup>.  $^{192}\text{Ir}$  mempunyai waktu paro cukup pendek yaitu 74,2 hari<sup>[3]</sup>, biasanya jika intensitas radiasi yang dipunyai sudah relatif kecil sehingga tidak dapat digunakan lagi maka sumber radioaktif yang digunakan harus dilimbahkan .

Pengelolaan limbah radioaktif dapat dilakukan seluruhnya oleh setiap pemanfaat zat radioaktif atau dikirimkan oleh pemanfaat ke negara asal ( Re-eksports ) atau ke instalasi khusus yang oleh pemerintah ditetapkan sebagai instalasi yang berwenang untuk mengolah dan mengelola limbah radioaktif untuk diolah dan dibuang atau disimpan.

Pada saat pengiriman kembali ke negara asal ( Re-eksports ) diperlukan beberapa syarat keselamatan yang harus dipenuhi oleh pengirim. Menurut Peraturan Pemerintah No. 26 tahun 2002 tentang keselamatan pengangkutan zat radioaktif pada pasal 20 menyatakan bahwa, setiap bungkusan yang akan diangkut tidak boleh terkontaminasi melebihi tingkat yang ditetapkan oleh Badan Pengawas. Menurut Peraturan Pemerintah ini pada Bab I

Ketentuan Umum pasal 1 menyatakan bungkusan adalah pembungkus dengan isi zat radioaktif di dalamnya yang disiapkan untuk diangkut.

Dengan demikian bungkusan yang akan dikirim kembali ke negara asal ( Re-eksports ) perlu dilakukan penentuan katagori bungkusan, transport indeks, dan tingkat kontaminasi pada bungkusan yang akan dikirim kembali ke negara asal ( Re-eksports ), serta pengukuran tingkat kontaminasi pada permukaan bungkusan untuk memastikan tidak ada kebocoran atau kontaminasi. Untuk itu rumah sakit sebagai pihak pengirim berkerja sama dengan PTKMR – BATAN.

Pada makalah ini akan disajikan kegiatan penentuan katagori bungkusan, transport indeks, dan tingkat kontaminasi pada bungkusan yang akan dikirim kembali ke negara asal ( Re-eksports ), selama kurun waktu dari tahun 2004 sampai dengan 2006 yang dilakukan di PTKMR-BATAN.

## II. TINJAUAN PUSTAKA

Alat Brachytherapy dari rumah sakit menggunakan sumber radioaktif Iridium 192 (  $^{192}\text{Ir}$  ), sumber radioaktif ini memancarkan radiasi gamma (  $\gamma$  ) dengan beberapa energi yaitu 317 keV (83%), 468 keV (48%), 604 keV (8%), dan radiasi beta (  $\beta$  ) dengan beberapa energi yaitu 256 keV (6%), 536 keV (41%), 672 keV (48%), 296 keV (29%), 308 keV (30%).  $^{192}\text{Ir}$  mempunyai waktu paro 74,2 hari[3], dengan aktivitas spesifik 9,22 E3 Ci/gr (3,41E14 Bq/gr)<sup>[6]</sup>.

Sumber radioaktif ini merupakan sumber terbungkus yang berada dalam suatu wadah kapsul, pajanan radiasi yang memancar dari kapsul yang dimasukkan lewat aplikator ke dalam tubuh menuju organ target dengan intensitas tertentu akan menembak organ target dengan dosis pajanan radiasi yang telah diperhitungkan.

Pada tulisan ini pengukuran laju pajanan radiasi gamma dilakukan pada jarak 1 m dari bungkusan dan dari permukaan bungkusan, hal ini untuk menentukan indeks angkutan dan kategori bungkusan.

Untuk menentukan laju pajanan radiasi gamma digunakan persamaan :

$$D_s = ( D_u - D_{BG} ) x FK \dots\dots\dots ( 1 )$$

dengan,

$D_s$  = Laju pajanan radiasi gamma (mR/jam)

$D_u$  = Laju pajanan radiasi gamma terukur (mR/jam)

$D_{BG}$  = Laju pajanan radiasi gamma untuk *Back Ground* (mR/jam)

FK = Faktor Kalibrasi.

Kontaminasi adalah adanya suatu substansi yang tidak diinginkan di suatu tempat tertentu, karena substansi adalah zat radioaktif yang mempunyai potensi bahaya radiasi interna, maka disebut kontaminasi radioaktif. Pengawasan terhadap kontaminasi radioaktif di permukaan bungkusan yang akan diangkut dengan alat transportasi umum menjadi salah satu persyaratan yang harus dipenuhi untuk melindungi dan menjamin keselamatan pekerja yang menangani bungkusan radioaktif dan masyarakat di sekitarnya selama perjalanan.

Pengukuran tingkat kontaminasi radioaktif permukaan dapat dilakukan dengan dua cara yaitu secara langsung dan tidak langsung. Pengukuran secara langsung dilakukan dengan cara meletakkan alat ukur kontaminasi langsung di atas permukaan bahan yang terkontaminasi. Tetapi pengukuran kontaminasi tidak selalu dapat dilakukan dengan metode ini, karena jika di sekitar permukaan yang akan diukur ada sumber radioaktif maka nilai yang terukur akan mendapatkan sumbangan pajanan radiasi dari sumber radioaktif yang ada di sekitarnya, sehingga nilai yang terukur akan salah. Sedangkan pengukuran secara tidak langsung dilakukan dengan cara uji usap (*smear test*) menggunakan alat uji usap misalnya kertas pengusap yang mempunyai daya serap tinggi, permukaan bungkusan yang akan diperiksa tingkat kontaminasi radioaktif diusap dengan menggunakan kertas pengusap, lalu kertas pengusap tersebut diukur dengan alat pencacah.

Tingkat kontaminasi radioaktif pada suatu permukaan adalah besarnya aktivitas zat radioaktif yang mengkontaminasi permukaan tersebut per satuan luas. Pada pengukuran tingkat kontaminasi zat radioaktif pada permukaan secara uji usap, kontaminan yang terambil pada pengusapan bergantung kepada jenis permukaan bahan, kontaminan, bahan pengusap dan teknik pengusapan. Pengukuran aktivitas secara uji usap yang dilakukan dalam praktikum ini adalah aktivitas total

### III. TATA KERJA

#### A. PERALATAN DAN BAHAN

Untuk mengukur laju pajanan radiasi pada bungkusan digunakan surveymeter Ludlum Model 19 buatan Ludlum Measurement Inc. dengan No Seri 138483, sedang untuk mengukur sampel usap digunakan alat Spectrometer Gamma dengan detektor HP-Ge Model GEM 25185 EG&G buatan Ortec.

Untuk melakukan pengukuran langsung tingkat kontaminasi pada permukaan luar bungkusan digunakan surveymeter Mini-Monitor seri 900 No.Seri : 052678 buatan Mini-Instrument Ltd., Inggris yang dilengkapi dengan detektor GM Probe type E buatan Mini-Instrument Ltd. Pada saat melakukan pengukuran dan pengambilan sampel kontaminasi permukaan pada benda uji atau bungkusan harus menggunakan alat keselamatan yaitu sarung tangan, dan wajib mengenakan dosimeter perorangan untuk mengetahui besarnya dosis radiasi yang diterima oleh pekerja pada saat melakukan kegiatan tersebut. Pengambilan sampel kontaminasi permukaan pada benda uji dilakukan dengan cara uji usap menggunakan metode uji usap basah dan uji usap kering, dimana uji usap basah yaitu permukaan bungkusan disemprot dengan busa *surface cleaner* Rad-Con buatan Nuclear Associates Div. Of Victoreen Inc., New York, USA, dan diusap menggunakan pengusap yang mempunyai daya serap tinggi. Pengusap yang telah digunakan dimasukkan dalam kantong plastik yang dilengkapi dengan *plastic sealed* dan diberi nomor identitas. Selanjutnya sampel usap tersebut dianalisa dengan diukur menggunakan Gamma Spectrometer dengan detektor HP-Ge Model GEM 25185 EG&G buatan Ortec.

#### B. TATA KERJA

##### a. Pengukuran laju pajanan radiasi pada bungkusan

Lakukan persiapan pada peralatan yang akan digunakan dengan memeriksa kondisi baterai pada alat ukur radiasi yang akan dipakai untuk mengukur laju pajanan radiasinya dengan melihat apakah simpangan jarum penunjuk skalanya sudah masuk dalam range skala baterai, jika simpangan jarum penunjuk skalanya tidak masuk dalam range skala baterai berarti baterainya sudah harus diganti dengan baterai yang baru. Pakailah peralatan pelindung diri yang dibutuhkan untuk melakukan pengukuran laju pajanan radiasi.

Pengukuran laju pajanan radiasi pada bungkusan dilakukan pada jarak 1 m dari permukaan bungkusan dan di permukaan bungkusan. Hasil pengukuran pajanan radiasi pada bungkusan dihitung dengan menggunakan persamaan (1) seperti diatas.

### **B. PEMERIKSAAN TINGKAT KONTAMINASI**

Pakailah sarung tangan karet, terlebih dahulu periksa sarung tangan yang akan digunakan tidak bocor dengan meniup sarung tangan tersebut hingga menggelembung dan diamkan beberapa saat. Periksa gelembung sarung tangan itu apakah mengempis atau tidak, jika tidak maka sarung tangan tersebut layak untuk digunakan.

Keluarkan kontainer yang berisi sumber radioaktif Iridium 192 (  $^{192}\text{Ir}$  ) dari bungkusan luar, pisahkan bungkusan luar dengan konteiner agak jauh, dan lakukan pengukuran langsung dengan menggunakan surveymeter kontaminasi Mini-Monitor seri 900 yang dilengkapi dengan detektor GM Probe type E pada permukaan bungkusan luar.

Lakukan uji usap basah terlebih dahulu dengan menyemprotkan busa Rad-Con ke permukaan bungkusan agar bahan kontaminan yang ada pada permukaan yang akan diusap dapat lebih mudah terambil, lalu masukkan ke dalam kantong plastik yang sudah diberi nomor identitas atau label.

Setelah melakukan uji usap basah, lakukan uji usap kering, yaitu pengusapan di permukaan bungkusan tanpa menyemprotkan busa Rad-Con ke permukaan bungkusan untuk mengambil bahan kontaminan yang mungkin masih tertinggal agar kontaminan yang terambil dapat relatif lebih maksimal.. Lakukan pengusapan pada seluruh permukaan bungkusan dengan seksama, setelah selesai melakukan pengusapan masukkan bahan pengusap kedalam kantong plastik dan beri nomor identitas atau label pada kantong plastik bagian luar sebagai identifikasi sampel. Sampel bahan pengusap dalam bahan kantong plastik siap untuk dianalisa lebih lanjut untuk mengetahui tingkat kontaminasi akibat kemungkinan terjadinya kebocoran dari sumber radioaktif.

Tabel.1 Batas kontaminasi pada permukaan luar bungkusan<sup>[5]</sup>:

Sumber Radiasi	Batas kontaminasi
Beta dan gamma	4 Bq/cm <sup>2</sup> atau 10 <sup>-4</sup> μCi/cm <sup>2</sup>
alfa	0,4 Bq/cm <sup>2</sup> atau 10 <sup>-5</sup> μCi/cm <sup>2</sup>

**IV. HASIL DAN PEMBAHASAN:**

Hasil pengukuran laju pajanan radiasi di permukaan bungkusan dapat dilihat pada tabel 2.

Tabel 2. Hasil pengukuran laju pajanan radiasi di permukaan bungkusan

No. Seri bungkusan ; No.Seri sumber	Tgl. Pelaksanaan	Sumber radiasi  Aktv. (Tgl.Penetapan)	Laju Pajanan ( mRem/jam )		Tingkat Kontaminasi (Bq/cm <sup>2</sup> )	Katagori bungkusan	Indeks Angkutan
			Permukaan	1 m			
2076 IC	3 September 2004	12,94 mCi ( 13.02.2004)	0,48	0,044	Tidak terdeteksi	II Kuning	0,1
2148 IC ; 31238	30 Juni 2003	17,71 mCi (20.01.'02 )	0,500	0,060	Tidak terdeteksi	II Kuning	0,1
1807 IC ; 31239	24 Juni 2003	10,7 Ci (27.1.'02 )	0,600	0,060	Tidak terdeteksi	II Kuning	0,1
855 AD	15 Juni 2003	19,71 Ci (22.01.'03 )	1,55	0,60	Tidak terdeteksi	II Kuning	0,6
1348 ADIC	10 Maret 2003	12,94 mCi ( 13.06.'02)	0,800	0,120	Tidak terdeteksi	II Kuning	0,2
2047 ADIC	10 Maret 2003	13,24 mCi ( 23.01.2003)	0,800	0,120	Tidak terdeteksi	II Kuning	0,2
854 ADIC	10 Maret 2004	12,74 mCi ( 23.12.2003)	0,800	0,120	Tidak terdeteksi	II Kuning	0,2
1990 ADIC	10 Maret 2004	10,94 mCi ( 10. 12.2003)	0,350	0,080	Tidak terdeteksi	II Kuning	0,1
596 ADIC	10 Maret 2004	10,75 mCi ( 03.01.2004)	0,300	0,060	Tidak terdeteksi	II Kuning	0,1

No. Seri bungkusan  ; No.Seri sumber	Tgl. Pelaksanaan	Sumber radiasi  Aktv. (Tgl.Penetapan)	Laju Paparan ( mRem/jam )		Tingkat Kontaminasi (Bq/cm <sup>2</sup> )	Kategori bungkusan	Indeks Angkutan
			Permukaan	1 m			
1824 ADIC	10 Maret 2004	12,92 mCi ( 23.01.2004)	0,800	0,100	Tidak terdeteksi	II Kuning	0,1
D-22E; 665	5 Mei 2003	11,06 Ci (21.10.'02 )	1,2	0,12	Tidak terdeteksi	II Kuning	0,2
D-366 - 127 ; 1972-IC	27 Desember 2004	12,54 Ci ( 15.01.2004)	4,7	0,32	Tidak terdeteksi	II Kuning	0,4
519	19 April 2005	11,7 Ci (19.10.'04 )	2,9	0,2	Tidak terdeteksi	II Kuning	0,2
D-36A 6127 ; 1961 ADIC 5	15 Juni 2005	12,54 Ci ( 13.02.2004)	1,2	0,1	Tidak terdeteksi	II Kuning	0,1
D-36A 6240 ;158ADIC 5	11 Juli 2005	12,35 mCi ( 12.05.2004)	0,2	0,04	Tidak terdeteksi	II Kuning	0
D-36A 8070 ;1159 ADIC 5	9 Maret 2006	11,94 Ci ( 18.12.2005)	6	0,4	Tidak terdeteksi	II Kuning	0,4
D-36A 8069 ; 726 CS	27 Februari 2006	13,3 mCi ( 13.02.2005)	0,6	0,05	Tidak terdeteksi	II Kuning	0
D-35A 3435 ; 621 AD	27 Februari 2006	11,98 Ci ( 23.05.2005)	3,8	1	Tidak terdeteksi	II Kuning	1
D-36A ; 1133 C 5	3 Juli 2006	13,7 Ci (25.01.'06 )	0,35	0,08	Tidak terdeteksi	II Kuning	0,1
1206 ADIC 5 ; 8812	24 Juli 2006	12,3 Ci ( 10.01.2006)	1,7	0,08	Tidak terdeteksi	II Kuning	0,1
D-22F 767 ; 382	24 Sept 2006	10,04 mCi ( 13.02.2006)	0,31	0,018	Tidak terdeteksi	II Kuning	0
461 AD	14 Februari 2005	59,661 Gbq (22.12.'04 )	1	0,08	Tidak terdeteksi	II Kuning	0,1
D-36A 7510 ;868 ADIC 5	24 Nop 2005	13,3 mCi ( 26.02.2005)	0,35	0,01	Tidak terdeteksi	II Kuning	0
1641 C5	24 Nop 2005	10,54 mCi ( 07.03.2005)	0,45	0,05	Tidak terdeteksi	II Kuning	0
1810 ADIC 5	24 Nop 2005	13,6 Ci ( 22.02.2004)	3,5	0,15	Tidak terdeteksi	II Kuning	0,2
674 AD	22 Nop 2005	12,2 Ci (20.04.'04 )	3,5	0,15	Tidak terdeteksi	II Kuning	0,2
D-36A 6175 ; 2345 ADIC 5	3 Januari 2006	11,0 Ci (01.08.'05 )	0,3	0,05	Tidak terdeteksi	II Kuning	0
D-36A 8070 ; 1159 ADIC 5	9 Maret 2006	13,3 Ci (01.06.'05 )	0,6	0,04	Tidak terdeteksi	II Kuning	0

Bungkusan yang akan di re-eksport mempunyai aktivitas kurang dari 20 Ci untuk sumber radioaktif <sup>192</sup>Ir masuk pada nilai A1 yaitu bungkusan yang mempunyai aktivitas dikecualikan dengan isi fisik padatan bentuk khusus ( lihat tabel 3 dan 4.).

Tabel 3. Nilai A1 Dan A2 Untuk Beberapa Radionuklida <sup>[5]</sup>.

Lambang radionuklida	Elemen	A1		A2	
		TBq	Ci	TBq	Ci
<sup>241</sup> Am	Amerecium	2	50	0,2	5.10 <sup>-3</sup>
<sup>137</sup> Cs	Caesium	2	50	0,5	10
<sup>192</sup> Ir	<b>Iridium</b>	<b>1</b>	<b>20</b>	0,5	10
<sup>60</sup> Co	Cobalt	0,4	10	0,4	10

Tabel 4. Batas aktivitas dikecualikan <sup>[5]</sup>

Keadaan fisik isi bungkusan	Batas aktivitas instrumen dan benda		Batas aktivitas bahan
	<i>Barang</i>	Bungkusan	Bungkusan
1. Padatan :			
• Bentuk khusus	10 <sup>-2</sup> A1	<b>A1</b>	10 <sup>-3</sup> A1
• Bentuk lain	10 <sup>-2</sup> A2	A2	10 <sup>-3</sup> A2
2. Cairan	10 <sup>-3</sup> A2	10 <sup>-1</sup> A2	10 <sup>-4</sup> A2
3. Gas :			
• Tritium	2.10 <sup>-2</sup> A2	2.10 <sup>-1</sup> A2	2.10 <sup>-2</sup> A2
• Bentuk khusus	10 <sup>-3</sup> A1	10 <sup>-2</sup> A1	10 <sup>-3</sup> A1
• Bentuk lain	10 <sup>-3</sup> A2	10 <sup>-2</sup> A2	10 <sup>-3</sup> A2

Hasil pengukuran laju pajanan radiasi di daerah kerja pada jarak 1 meter dari bungkusan adalah sebagai berikut nilai laju pajanan minimum 0,01 mR/jam dan maksimum 1 mR/jam, Indeks angkutan dari bungkusan antara 0 sampai dengan 1, sedangkan pada permukaan bungkusan nilai laju pajanan minimum 0,2 mR/jam dan maksimum 6 mR/jam, dengan demikian semua bungkusan masuk dalam katagori bungkusan II Kuning yaitu bungkusan yang mempunyai tingkat radiasi maksimum di

setiap titik permukaan bungkusan sebesar lebih besar dari 0,5 mR/jam dan kurang dari atau sama dengan 50 mR/jam, dan mempunyai indeks angkutan kurang dari atau sama dengan 1 ( lihat tabel 5.)

Tabel 5. Katagori bungkusan<sup>[5]</sup>

Persyaratan : Tingkat radiasi maksimum di setiap titik pada permukaan bungkusan ( D )	Katagori bungkusan	Indeks Angkutan (IA)*
$D \leq 0,5 \text{ mRem / jam}$	I Putih	0 ( nol )
$0,5 \text{ mRem / jam} < D \leq 50 \text{ mRem / jam}$	II Kuning	$0 < IA \leq 1$
$50 \text{ mRem / jam} < D \leq 200 \text{ mRem / jam}$	III Kuning	$1 < IA \leq 10$
$200 \text{ mRem / jam} < D \leq 1000 \text{ mRem / jam}$	III Kuning penggunaan tunggal	$IA > 10$

Catatan :

\*) Indeks angkutan adalah bilangan yang digunakan untuk bungkusan dengan tujuan pengawasan kekritisasi dan proteksi radiasi, untuk tujuan proteksi radiasi ditentukan dengan laju dosis maksimum pada jarak 1 m dari setiap permukaan bungkusan dalam skala mRem/jam

Dari hasil pengukuran sampel tes usap terlihat bahwa seluruh bungkusan yang berisi sumber radioaktif  $^{192}\text{Ir}$  tidak terkontaminasi, hal ini terlihat dari hasil pengukuran sampel tidak dapat terdeteksi oleh alat ukur, karena hasilnya dibawah batas deteksi alat ukur yang digunakan.

Sumber radioaktif  $^{192}\text{Ir}$  adalah bukan zat dapat belah dan mempunyai indeks angkutan kurang dari 50 dan tidak ada kontaminasi permukaan maka bungkusan tersebut dapat diangkut dengan aman menggunakan alat pengangkut biasa atau alat transportasi penumpang, dengan menempatkan bungkusan di tempat barang( lihat tabel 6.).

Tabel 6. Batas Indeks angkutan untuk peti kemas dan kendaraan pengangkut yang bukan secara penggunaan tunggal (*Exclusive Use*)<sup>[7]</sup>.

Tipe peti kemas dan kendaraan pengangkut	Batasan jumlah total indeks angkutan dalam satu peti kemas atau satu kendaraan pengangkut
Peti kemas – kecil	50
Peti kemas – besar	50
Kendaraan ( <i>Vehicle</i> )	50
Pesawat terbang :	
• Penumpang	50
• Barang	200
Kapal sungai/danau/pedalaman	50
Kapal laut:	
1. Kompartemen atau daerah dek tertentu, palka	
• Bungkusan, bungkusan luar, peti kemas kecil,	50
• Petikemas besar	200
2. Seluruh kapal barang	
• Bungkusan,dll	200
• Petikemas besar	tanpa batas

## V. KESIMPULAN

Seluruh bungkusan yang diukur mempunyai label katagori bungkusan II kuning dengan indeks angkutan kurang dari atau sama dengan 1, dan pada semua bungkusan yang berisi sumber radioaktif <sup>192</sup>Ir tidak terdapat kebocoran radioaktif atau kontaminasi permukaan bungkusan sehingga bungkusan dapat diangkut dengan alat transportasi penumpang atau barang dengan aman.

## VI. DAFTAR PUSTAKA

1. Undang-undang Republik Indonesia No.10 Tahun1997
2. Akhadi Mukhlis,Drs., Dasar-dasar Proteksi Radiasi, ISBN 979-518-764-3, Jakarta, Juni 2000.
3. Health Physics & Radiological Health Handbook, 3<sup>rd</sup> Ed., [ Baltimore,MD; Williams & Wilkins, 1998 ], p.8-80
4. Peraturan Pemerintah No. 26 tahun 2002 tentang keselamatan pengangkutan zat radioaktif

5. BAPETEN, Materi rekulifikasi I petugas proteksi radiasi bidang instalasi nuklir-  
Pengangkutan Zat Radioaktif, 2007
6. Delacroix D., dkk, Radiation Protection Dosimetry - Radionuclide and Radiation  
Protection Data Handbook, ISBN 1 870965 51 5, Vol 76, England, 1998, p. 122
7. IAEA, Safety Standard Series, No.ST-1, Regulation for the Safe Transport Of  
Radioactive Material, Ed. 1996, p.67

**Tanya - Jawab**

**1. Penanya : Mukhlis, B.Sc. (PPGN – BATAN)**

**Pertanyaan :**

- Kalau saya ingin membawa batuan uranium (yellow cake) bagaimana  
cara/prosedur pengangkutannya?

**Jawaban : Riau A. (PTKMR - BATAN)**

- Jika ingin mengangkut uranium harus melapor ke Bid. K3 (PPR) karena  
pengangkutan ZRA ada aturan dan persyaratan yang harus dipenuhi, PPR  
harus membuat prosedur pengangkutan dan mengajukan izin pengangkutan  
ke BAPETEN.

## KINERJA SPEKTROMETER GAMMA DENGAN DETEKTOR HPGe ORTEC MODEL GEM-25185

Wahyudi dan Emlinarti  
PTKMR – BATAN

### ABSTRAK

KINERJA SPEKTROMETER GAMMA DENGAN DETEKTOR HPGe ORTEC MODEL GEM-25185. Telah dilakukan pengujian kinerja spektrometer gamma dengan detektor HPGe Ortec model GEM-25185 milik PTKMR BATAN yang digunakan untuk pengukuran radionuklida dalam sampel lingkungan. Hasil pengujian meliputi pengujian kestabilan alat dengan *chi-square test*, kalibrasi energi, kalibrasi efisiensi  $^{137}\text{Cs}$  dalam wadah *Marinelli* 1lt dan penentuan limit deteksi. Hasil *chi-square* untuk 50 data dengan melakukan pencacahan sumber  $^{137}\text{Cs}$  selama 25 jam secara terus menerus diperoleh nilai sebesar 44,4 sehingga alat dalam keadaan stabil, untuk kalibrasi energi diperoleh persamaan  $Y=0,4955 + 2,9385 \times \text{Energi}$  dengan koefisien korelasi  $R^2=1$ . Kalibrasi efisiensi sumber pemancar gamma campuran untuk wadah *Marinelli* 1 lt diperoleh persamaan  $E_\gamma < 140 \text{ keV} : Y=0,0325 \times \text{Ln}(\text{Energi})-0,1294$ , dengan  $R^2=0,9661$  dan  $E_\gamma \geq 140 \text{ keV} : Y = 1,2774 (\text{Energi})^{-0,7443}$ , dengan  $R^2=0,9965$  dan untuk  $^{137}\text{Cs}$  diperoleh efisiensi sebesar  $(0,01038 \pm 0,00030)$  cps/dps. Limit deteksi  $^{137}\text{Cs}$  dengan tingkat kepercayaan 95% untuk pencacahan selama 1 jam diperoleh nilai sebesar 0,51 Bq dan 17 jam sebesar 0,08 Bq

Kata kunci : spektrometer gamma, kinerja.

### ABSTRACT

THE GAMMA SPECTROMETER PERFORMANCE WITH HPGe ORTEC DETECTOR GEM-25185 MODEL. The test of gamma spectrometer performance with HPGe Ortec detector GEM-25285 model in CTRSM-NNEA utilized for measurement of radionuclide in environmental samples was carried out. The test covered the stability of instrument with chi square test, energy calibration, efficiency calibration for gamma mixed sources and  $^{137}\text{Cs}$  in 1 lt *Marinelli* container, and determination of limit detection. The result of *chi square test* for 50 data conducted by counting  $^{137}\text{Cs}$  for 25 hours continuously was 44.4 indicating that the system was stable. The equation of energy calibration was  $Y=0.4955 + 2.9385 \times \text{Energy}$  with correlation coefficient  $R^2=1$ . Efficiency calibration for gamma mixed sources in 1 lt *Marinelli* container for  $E_\gamma < 140 \text{ keV} : Y=0.0325 \times \text{Ln}(\text{Energy})-0.1294$ , with  $R^2=0.9661$  and for  $E_\gamma \geq 140 \text{ keV} : Y = 1.2774 (\text{Energy})^{-0.7443}$ , with  $R^2=0.9965$ , and for  $^{137}\text{Cs}$  was  $(0.01038 \pm 0.00052)$  cps/dps. The limit detection of  $^{137}\text{Cs}$  for 95% confidence level for one hour counting was 0.51 Bq and for 17 hour was 0.08 Bq.

Key words : gamma spectrometer, performance.

## PENDAHULUAN

Laboratorium Keselamatan, Kesehatan, dan Lingkungan (Lab. KKL) pada Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi BATAN (PTKMR BATAN) adalah sebuah laboratorium pengujian yang telah melaksanakan sistem jaminan mutu sesuai dengan SNI-19-17025-2000 dan direvisi dengan ISO/IEC 17025-2005. Unit Lingkungan merupakan bagian dari Lab. KKL PTKMR dengan ruang lingkup melakukan pengujian keselamatan lingkungan yang sesuai dengan tugas pokok dari Subbidang Keselamatan Lingkungan, Bidang Keselamatan dan Kesehatan PTKMR BATAN yaitu melakukan kegiatan pemantauan tingkat kontaminasi radionuklida. Untuk dapat melakukan kegiatan tersebut perlu diketahui kinerja peralatan yang digunakan.

Sistem spektrometer gamma yang dilengkapi dengan detektor HPGe (*High Purity Germanium*) merupakan peralatan yang digunakan untuk melakukan analisis radionuklida pemancar radiasi gamma dalam sampel lingkungan<sup>[1,2]</sup>. Untuk mendapatkan hasil pengujian yang akurat maka diperlukan prosedur yang baku, peralatan yang stabil dan terkalibrasi, lingkungan yang terkendali serta didukung oleh sumber daya manusia yang terampil<sup>[3]</sup>.

Makalah ini menjelaskan tentang kegiatan pengujian kinerja spektrometer gamma dengan detektor HPGe Ortec model GEM-25185 yang berada di Lab. KKL yang secara rutin digunakan untuk melakukan kegiatan pelayanan analisis cemaran radionuklida dalam sampel lingkungan terutama radionuklida  $^{137}\text{Cs}$ . Kegiatan pengujian yang dilakukan meliputi pengujian *chi-square*, kalibrasi energi, kalibrasi efisiensi sumber multi gamma dan  $^{137}\text{Cs}$  dalam wadah *Marinelli* 1L serta penentuan limit deteksi  $^{137}\text{Cs}$ . Hasil pengujian digunakan untuk mengetahui kinerja spektrometer gamma yang digunakan dalam analisis sampel lingkungan.

## TEORI

Untuk pengukuran radionuklida pemancar gamma di dalam sampel lingkungan biasa digunakan spektrometer gamma yang dilengkapi dengan detektor HPGe, karena detektor tersebut dapat memisahkan puncak energi gamma yang berdekatan<sup>[4,5]</sup>. Ukuran kemampuan daya pisah suatu sistem spektrometer gamma atau resolusi detektor dinyatakan dengan FWHM (lebar setengah tinggi maksimum) dari spektrum energi gamma. Resolusi detektor HPGe Ortec model GEM-25185 adalah sebesar 2,03 keV pada energi 1332,50 keV untuk radionuklida  $^{60}\text{Co}$ . Karena sistem spektrometer gamma adalah

sebuah sistem alat ukur yang terdiri dari beberapa rangkaian elektronika, sehingga kinerjanya perlu dilakukan pengujian untuk mengetahui stabilitas dari sistem tersebut. Pengujian kestabilan sebuah sistem alat ukur biasa menggunakan metode *chi-square test*. Pengujian ini dilakukan dengan mencacah sumber standar berulang-ulang sehingga dari data pengukuran dapat ditentukan besarnya nilai *chi-square* dengan persamaan sebagai berikut<sup>[6,7]</sup> :

$$X^2 = \frac{\sum_{i=1}^k (x_i - \bar{x})^2}{x} \dots\dots\dots (1)$$

dengan :

$X^2$  adalah nilai *chi-square*.

k adalah banyaknya data pengulangan pengamatan.

$x_i$  adalah nilai yang teramati.

$\bar{x}$  adalah nilai rata-rata dari pengamatan.

Untuk tingkat kepercayaan 95%, data dari hasil pengujian akan diterima apabila nilai  $X^2_{(1-\alpha)(k-1)} < X^2 < X^2_{(\alpha)(k-1)}$ , sehingga kondisi peralatan dinyatakan dalam keadaan stabil dan dapat digunakan untuk melakukan pengukuran<sup>[6,7]</sup>.

Untuk suatu sistem spektrometer gamma yang telah dilakukan pengujian kestabilan, perlu dilakukan kalibrasi energi untuk mengetahui hubungan antara nomor salur dengan energi dari sinar gamma dalam penganalisis salur ganda yang merupakan hubungan yang *linier*. Hubungan semacam ini disebut kalibrasi energi yang secara umum dinyatakan dengan suatu persamaan berikut<sup>[1,4,5]</sup>:

$$Y = a + bX \dots\dots\dots (2)$$

dengan:

Y adalah energi gamma (keV).

a dan b adalah bilangan konstanta *linier*.

X adalah nomor salur (*channel*).

Untuk melakukan kalibrasi energi digunakan sumber standar dengan rentang energi dari 59,54 keV sampai 1332,50 keV seperti yang terdapat pada Tabel 1.

Tabel 1. Radionuklida dan energi gamma untuk kalibrasi energi.

No.	Radionuklida	Energi gamma (keV) <sup>[2,4]</sup>
1.	<sup>241</sup> Am	59,54
2.	<sup>109</sup> Cd	88,04
3.	<sup>137</sup> Cs	661,66
4.	<sup>54</sup> Mn	834,84
5.	<sup>60</sup> Co	1173,24 dan 1332,50

Untuk keperluan analisis secara kuantitatif dalam menentukan konsentrasi radionuklida dalam sampel, maka perlu dilakukan kalibrasi efisiensi sistem spektrometer gamma. Kalibrasi efisiensi dilakukan dengan mencacah sumber standar yang telah diketahui aktivitasnya. Efisiensi tiap-tiap energi gamma mempunyai nilai yang tertentu dan untuk menghitung efisiensi tiap-tiap energi digunakan persamaan sebagai berikut <sup>[1,4,5]</sup> :

$$\epsilon_{\gamma} = \frac{(N_s / T_s - N_{BG} / T_{BG})}{A_t \cdot p_{\gamma}} \dots\dots\dots (3)$$

dengan :

- $\epsilon_{\gamma}$  adalah efisiensi pada energi gamma tertentu (%)
- $N_s$  adalah cacah standar (cacah)
- $N_{BG}$  adalah cacah latar (cacah)
- $T_s$  adalah waktu cacah standar (detik)
- $T_{BG}$  adalah waktu cacah latar (detik)
- $A_t$  adalah aktivitas sumber standar pada saat pengukuran (Bq)
- $p_{\gamma}$  adalah *yield* dari energi gamma tertentu (%)

Kemampuan suatu alat untuk melakukan pengukuran berbeda-beda sesuai dengan kinerja alat tersebut. Besarnya nilai batas terendah deteksi (LLD, *lower limit detection*) untuk suatu sistem spektrometer gamma dipengaruhi oleh besarnya efisiensi dan nilai cacah latar. Untuk menghitung nilai batas terendah deteksi dengan tingkat kepercayaan 95% digunakan persamaan sebagai berikut <sup>[1]</sup> :

$$LLD_{95\%} = \frac{4,66 \sqrt{\frac{N_{BG}}{T_{BG}^2}}}{\epsilon_{\gamma} \cdot p_{\gamma}} \dots\dots\dots (4)$$

dengan :

LLD<sub>95%</sub> adalah limit deteksi dengan tingkat kepercayaan 95%.

N<sub>BG</sub> adalah cacah latar (cacah)

T<sub>BG</sub> adalah waktu cacah latar (detik)

ε<sub>γ</sub> adalah efisiensi pada energi gamma tertentu (%)

p<sub>γ</sub> adalah *yield* dari energi gamma tertentu (%)

**TATA KERJA**

**Bahan dan Peralatan**

Bahan yang digunakan berupa sumber standar campuran <sup>54</sup>Mn, <sup>60</sup>Co, <sup>65</sup>Zn <sup>133</sup>Ba, <sup>134</sup>Cs, <sup>137</sup>Cs <sup>109</sup>Cd, <sup>210</sup>Pb, dan <sup>241</sup>Am dalam larutan HCl 0.1 N dan campuran <sup>137</sup>Cs dan <sup>60</sup>Co bentuk *gel* buatan Amersham. dalam wadah *Marinelli* 1 liter.

Peralatan utama dalam penelitian ini adalah spektrometer gamma yang dilengkapi dengan detektor HPGe model GEM-25185 tipe P dengan penguat awal tipe 576P, penguat model 672, sumber tegangan tinggi model 659 dan penganalisis salur ganda (MCA) model 916 dengan pengolah data *Maestro for Windows* yang secara skema diperlihatkan pada Gambar 1.



Gambar 1. Spektrometer gamma dengan detektor HPGe model GEM-25185 buatan EG&G Ortec

## Langkah kerja

### Pengujian kestabilan alat

Dilakukan dengan metode *chi-square test* yaitu dengan mencacah  $^{137}\text{Cs}$  secara berulang selama 25 jam secara terus menerus, dari hasil pencacahan dihitung besarnya nilai  $X^2$  untuk beberapa variasi data.

### Kalibrasi energi

Dilakukan dengan mencacah radionuklida yang telah diketahui energinya, kemudian dibuat kurva hubungan antara nomor salur (*channel*) versus energi gamma (keV).

### Kalibrasi efisiensi

Dilakukan dengan mencacah sumber standar yang telah diketahui aktivitasnya, dengan persamaan 3 ditentukan efisiensi tiap-tiap puncak energi gamma yang teramati, selanjutnya dapat dibuat kurva hubungan antara energi gamma (keV) versus efisiensi.

### Penentuan limit deteksi

Dilakukan dengan mencacah *background* secara bervariasi lamanya waktu penacahan, dengan persamaan 4 dapat ditentukan besarnya nilai limit deteksi.

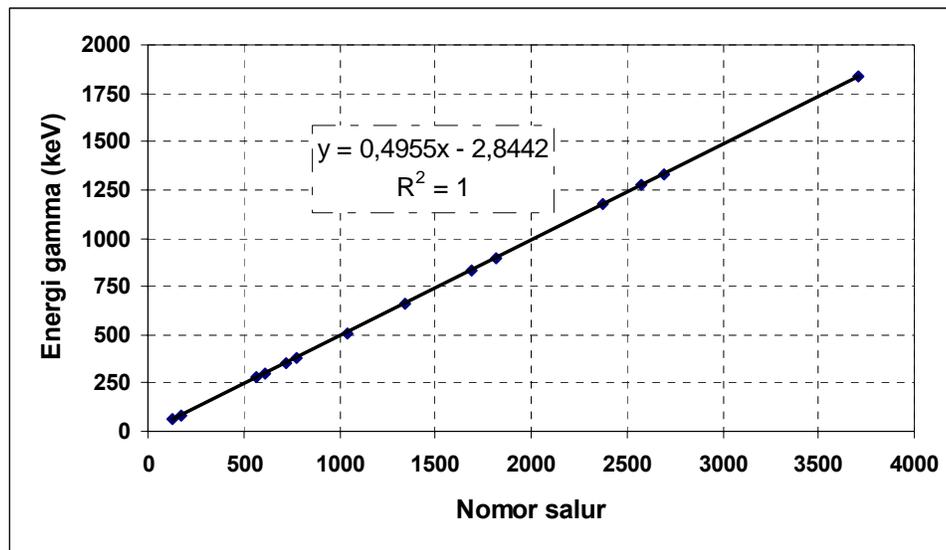
## HASIL DAN PEMBAHASAN

Dari perhitungan dengan menggunakan persamaan 1 terhadap data pengukuran maka diperoleh nilai *chi square* dari pengujian yang secara lengkap disajikan dalam Tabel 2. Pada pengujian ini digunakan  $^{137}\text{Cs}$  karena mempunyai waktu paro yang cukup lama yaitu 30 tahun<sup>[4]</sup>.

Tabel 2, Nilai  $X^2$  dari hasil pengujian dibandingkan dengan tabel acuan.

Jumlah data	$X^2$ pengujian	$X^2_{0,05}$ tabel <sup>[6]</sup>	$X^2_{0,95}$ tabel <sup>[6]</sup>
10	6,2	3,3	16,9
20	16,7	10,1	30,1
30	26,8	18,5	43,8
40	34,0	26,5	55,8
50	37,3	34,8	67,5

Dari Tabel 2, diperoleh hasil bahwa besarnya nilai  $X^2$  hasil pengujian berada di dalam kisaran nilai dari tabel acuan :  $X^2_{(1-\alpha)(k-1)} < X^2 < X^2_{(\alpha)(k-1)}$ , sehingga menunjukkan alat dalam keadaan stabil dengan tingkat kepercayaan 95% dan dapat digunakan untuk melakukan pengukuran.



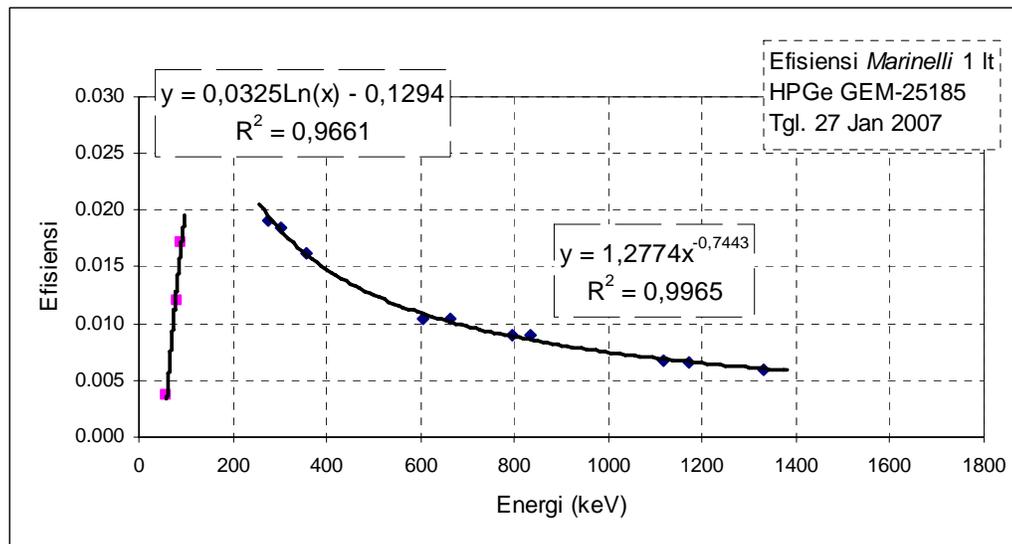
Gambar 2. Kurva kalibrasi energi spektrometer gamma dengan detektor HPGe Ortec model GEM-25185.

Kalibrasi energi terhadap sistem spektrometer gamma dengan detektor HPGe Ortec model GEM-25185 diperoleh persamaan  $Y=0,4955X-2,9385$  dimana  $X$  adalah nomor salur dan  $Y$  adalah energi (keV) dengan koefisien korelasi  $R^2 =1$ , sehingga seluruh titik berada dalam garis dan hubungan kedua parameter tersebut merupakan hubungan yang *linier*.

Hasil kalibrasi efisiensi terhadap sumber standar pemancar gamma campuran diperoleh seperti pada Gambar 3, ini terlihat bahwa efisiensi akan naik dengan naiknya energi gamma sampai energi sekitar 140 keV dan akan mulai menurun secara eksponensial pada energi di atas 140 keV. Dari kedua kecenderungan tersebut dapat dibuat persamaan Efisiensi ( $Y$ ) sebagai fungsi energi gamma (keV) sebagai berikut :

$$E_{\gamma} < 140 \text{ keV} \text{ adalah } Y = 0,0325 \ln(\text{Energi}) - 0,1294, \text{ dengan } R^2 = 0,9661$$

$$E_{\gamma} \geq 140 \text{ keV} \text{ adalah } Y = 1,2774(\text{Energi})^{-0,7443}, \text{ dengan } R^2 = 0,9965$$



Gambar 3. Kalibrasi efisiensi sumber sumber pemancar gamma campuran dalam wadah *Marinelli* 1 liter.

Hasil kalibrasi efisiensi yang diperoleh cukup baik ditunjukkan dengan nilai koefisien regresi, hal ini menunjukkan bahwa seluruh titik berada atau mendekati garis regresi, namun untuk mengurangi kesalahan, maka nilai efisiensi pada daerah kritis yaitu sekitar 130 sampai 150 keV untuk dihindari dalam perhitungan.

Karena konsentrasi  $^{137}\text{Cs}$  dalam sampel lingkungan sangat kecil maka diperlukan jumlah sampel yang banyak dan sampel tersebut ditempatkan dalam wadah *Marinelli*. Permintaan analisis  $^{137}\text{Cs}$  dalam sampel lingkungan banyak, maka perlu dilakukan kalibrasi efisiensi  $^{137}\text{Cs}$  dalam wadah *Marinelli* dengan menggunakan sumber standar yang dibuat oleh Amersham. Hasil kalibrasi efisiensi  $^{137}\text{Cs}$  diperoleh nilai sebesar  $(0,01038 \pm 0,00030)$  cps/dps (Tabel 3). Hasil kalibrasi ini digunakan untuk menentukan konsentrasi  $^{137}\text{Cs}$  yang terkandung dalam sampel yang di ukur sedangkan untuk radionuklida lain dapat menggunakan kurva pada Gambar 3.

Tabel 3. Efisiensi  $^{137}\text{Cs}$  dalam wadah *Marinelli* 1 liter dalam variasi waktu pengukuran.

Tanggal	Efisiensi		Tanggal	Efisiensi
4 Sep. 2006	0,01026		9 Nop. 2006	0,01002
12 Sep. 2006	0,01023		14 Nop. 2006	0,01021
13 Sep. 2006	0,01016		15 Des. 2006	0,01053
18 Sep. 2006	0,01026		28 Des. 2006	0,01049
19 Sep. 2006	0,01008		28 Des. 2006	0,01079
22 Sep 2006	0,01041		28 Des. 2006	0,01074
26 Sep 2006	0,01003		2 Jan. 2007	0,01030
27 Sep 2006	0,01053		8 Jan. 2007	0,01038
4 Okt. 2006	0,01044		10 jan. 2007	0,01084
6 Okt. 2006	0,01040		11 jan 2007	0,01078
9 Okt. 2006	0,01033		15 Jan 2007	0,01073
11 Okt. 2006	0,01018			
Rata-rata = 0,01038				
Deviasi = 0,00030				
Median = 0,01039				

Keberterimaan hasil ini juga ditunjukkan dengan nilai daya pisah dalam FWHM sebesar 1,37 keV untuk  $^{137}\text{Cs}$  pada energi 661,66 keV dan 1,73 keV dan 1,85 keV untuk  $^{60}\text{Co}$  pada energi 1173,24 dan 1332,50 keV. Nilai FWHM data pengukuran masih di bawah nilai maksimum yang ada pada sertifikat detektor yaitu 2,03 keV untuk  $^{60}\text{Co}$  pada energi 1332,50 keV, hal ini menunjukkan bahwa spektrum hasil pengukuran cukup baik.

Penentuan batas terendah deteksi dilakukan dengan menggunakan persamaan 4, untuk  $^{137}\text{Cs}$  dengan pencacahan selama 1 jam diperoleh nilai sebesar 0,51 Bq dan untuk pencacahan 17 jam dengan nilai sebesar 0,08 Bq dengan tingkat kepercayaan 95%. Semakin lama pencacahan maka diperoleh batas deteksi semakin kecil namun kurang efisien, sehingga dipilih waktu pencacahan sesuai kebutuhan. Dari besarnya nilai limit deteksi dapat diketahui kemampuan alat ini dalam melakukan analisis radionuklida dalam sampel, sehingga jumlah sampel dan lamanya pengukuran dapat dioptimalkan sesuai kebutuhan.

Tabel 4. Besarnya nilai limit deteksi  $^{137}\text{Cs}$  untuk variasi lamanya waktu pencacahan.

No.	Lama pencacahan (detik)	LLD <sub>95%</sub> (Bq)
1	1800	0,93
2	3600	0,51
3	7200	0,37
4	21600	0,15
5	61200	0,08

## KESIMPULAN

Dari pengujian yang telah dilakukan diperoleh hasil sebagai berikut :

1. Pengujian dengan *chi square* menunjukkan spektrometer gamma dengan detektor HPGe model GEM-25185 dalam keadaan stabil, sehingga dapat digunakan untuk melakukan pengukuran sampel.
2. Kalibrasi energi dan kalibrasi efisiensi diperoleh hasil yang baik dari energi rendah sampai energi tinggi, sehingga dapat digunakan untuk analisis sampel.

## SARAN

Sistem spektrometer gamma dengan detektor HPGe Ortec model GEM-25185 perlu perawatan secara rutin serta dilakukan pengujian secara berkala sehingga alat dalam keadaan siap untuk digunakan melakukan pengukuran sampel dan dapat menambah umur pakai alat.

## DAFTAR PUSTAKA

1. BATAN, *Prosedur Analisis Sampel Radioaktivitas Lingkungan*, Badan Tenaga Nuklir Nasional, Jakarta (1998).
2. IAEA, *Measurement of Radionuclides in Food and the Environment*, A Guidebook, International Atomic Energy Agency, Vienna (1989).
3. BSN, *Persyaratan umum kompetensi laboratorium pengujian dan laboratorium kalibrasi*, SNI 19-17025-2000, Badan Standardisasi Nasional, Jakarta (2000).
4. DEBERTIN K., and HELMER, R.G., *Gamma and X-ray Spectrometry with Semiconductor Detectors*, North Holland, 1988.

5. WISNU SUSETYO, *Spektrometer Gamma dan Penerapannya dalam Analisis Pengaktifan Neutron*, Gajah Mada University Press, Yogyakarta (1988).
6. SUDJANA, *Metoda Statistika*, Edisi 6, Tarsito, Bandung (1996).
7. JASIJFI, E., *Metode Pengukuran Teknik*, Edisi 4, Erlangga, Jakarta (1985).

**Tanya Jawab :**

**1. Penanya : Laksmi Andri Astuti (PRR – BATAN)**

**Pertanyaan :**

Kinerja alat ini yang baik yang bagaimana dan apa batasannya ?

**Jawaban : Wahyudi (PTKMR – BATAN)**

Kinerja alat yang baik adalah : stabil, resolusinya (FWHM) dibawah 2 keV dan mempunyai limit deteksi yang rendah.

## PENGUKURAN TINGKAT RADIASI PADA SUMBER *LOGGING* DAN *GAUGING* DI PERUSAHAAN PENGEBORAN MINYAK

Rofiq Syaifudin  
PTKMR - BATAN

### ABSTRAK

PENGUKURAN TINGKAT RADIASI PADA SUMBER *LOGGING* DAN *GAUGING* DI PERUSAHAAN PENGEBORAN MINYAK. Pengukuran tingkat radiasi pada suatu instalasi atau kegiatan yang memanfaatkan sumber radiasi harus selalu dilakukan baik secara berkala maupun pada kondisi tertentu pada saat sumber radiasi akan dipindahlokasikan ke tempat lain yang dalam pengangkutannya melintasi perjalanan darat, laut, atau udara. Hal ini berguna untuk mengetahui potensi bahaya yang mungkin terjadi. Pada pengukuran tingkat radiasi terhadap 6 bungkusan zat radioaktif di perusahaan pemboran minyak yang berlokasi di Balikpapan Kalimantan Timur diperoleh hasil tingkat radiasi permukaan terendah 0,4 mrem/j dan tertinggi 5000  $\mu$ R/j. Sedangkan tingkat radiasi maksimum pada jarak 1m dari permukaan terendah 75  $\mu$ R/j dan tertinggi 2200  $\mu$ R/j. Indeks angkutan bungkusan antara 0,1 hingga 2,2.

Kata Kunci : Tingkat radiasi, *logging*, *gauging*, indeks angkutan, bungkusan

### ABSTRACT

RADIATION LEVEL MEASUREMENT ON *LOGGING* AND *GAUGING* SOURCES IN THE OIL *LOGGING* COMPANY. Radiation level measuring activities using radiation sources have to be conducted, periodically. They also have to be conducted when radiation source use activity will be carried out, for example, radioactive material transportation activity. The measurement is necessary to determine hazard potency which might be happen. Radiation level measurement for 6 sources kontainer of oil logging company in Balikpapan East Kalimantan show that the lowest surface radiation level is 0,4 mrem/h and the highest one is 5000  $\mu$ R/h. Mean while at 1 meter of surface distance, the lowest radiation level is 75  $\mu$ R/h and the highest one is 2200  $\mu$ R/h. Transport index for the container between 0.1 to 2.2.

Keywords : Radiation level, *logging*, *gauging*, transport index, container

---

## I. PENDAHULUAN

Teknologi aplikasi radiasi telah lama memberikan manfaat pada efisiensi industri, konversi energi dan lingkungan. Pemakaian teknologi radiasi dalam industri juga sudah sangat luas seperti pada industri manufaktur, proses industri, kalibrasi, keselamatan industri beserta kualitas produk dan keselamatan lingkungan.

Dalam kegiatan pemanfaatan radiasi tersebut dapat menyebabkan paparan radiasi terhadap manusia baik kepada penggunanya langsung maupun kepada lingkungannya. Untuk mengetahui potensi bahaya yang mungkin terjadi perlu dilakukan pengukuran laju pajanan atau tingkat radiasi pada setiap piranti yang menggunakan zat radioaktif ataupun sumber radiasi. Pemantauan tingkat radiasi pada suatu instalasi atau kegiatan yang memanfaatkan sumber radiasi harus selalu dilakukan, hal ini merupakan bagian dari upaya mencapai keselamatan kerja terhadap radiasi yaitu sistem pembatasan dosis terhadap pekerja, keadaan khusus yang direncanakan dan masyarakat umum<sup>[1]</sup>.

Selain pemantauan secara rutin, pengukuran tingkat radiasi juga perlu dilakukan terhadap zat radioaktif atau sumber radiasi yang akan dipindahkan dari suatu lokasi ke lokasi lain yang dalam pengangkutannya melintasi perjalanan darat, laut, atau udara. Pemindahan sumber ini biasanya antar daerah atau antar provinsi, antar negara, maupun pemindahan sumber radiasi untuk kepentingan *re-export* yaitu pengiriman kembali sumber radiasi ke negara asal. Dari pengukuran tingkat radiasi ini akan diperoleh informasi mengenai tingkat pajanan radiasi, kategori bungkusan, dan indeks angkutan (IA) yaitu bilangan yang digunakan untuk bungkusan, bungkusan luar, tangki, atau peti kemas, yang digunakan untuk mengawasi keselamatan kekritisan dan radiasi<sup>[2]</sup>.

Dalam makalah ini akan dibahas mengenai pengukuran tingkat radiasi pada sumber-sumber *logging dan gauging* di suatu perusahaan pengeboran minyak yang berlokasi di Balikpapan Kalimantan Timur. Sumber radiasi yang digunakan yaitu Cs-137, Ra-226, dan Am-241-Be. Secara umum sumber-sumber tersebut digunakan pada aplikasi untuk analisis kerapatan (densitas) material pada jalur pemboran dalam tanah, kekentalan (viskositas) fluida, untuk mengetahui berbagai unsur yang terkandung dalam material, serta untuk mengenali dan membedakan gas pada jalur pemboran<sup>[3]</sup>. Pengukuran tingkat radiasi yang disajikan dalam makalah ini dilakukan pada saat sumber-sumber tersebut akan dipindahkan ke lokasi lain yang menurut ketentuannya harus disertai dengan dokumen pengangkutan. Dalam dokumen pengangkutan ini hal-hal penting yang harus ada yaitu tingkat radiasi pada bungkusan sumber, kategori bungkusan, dan indeks angkutan (IA).

## II. TATA KERJA

Sebelum melakukan pengukuran tingkat radiasi, hal penting yang dipersiapkan adalah alat ukur radiasi atau survey meter yang memadai, alat pelindung diri yang lain, dosimeter perorangan, dan lembar data/dokumentasi. Jika pengukuran radiasi dilakukan

terhadap piranti atau alat yang *portable* harus diyakinkan bahwa saat pengukuran dilakukan lokasinya harus relatif jauh dari sumber radiasi lain di sekitarnya.

Untuk menghitung tingkat radiasi yang diperoleh dari hasil pengukuran digunakan persamaan laju pajanan:

$$D_s = (D_u - D_{bg}) \times FK \quad (1)$$

Dimana :

$D_s$  : laju pajanan radiasi (mR/j)

$D_u$  : laju pajanan radiasi terukur (mR/j)

$D_{bg}$  : laju pajanan radiasi latar (mR/j)

FK : faktor kalibrasi alat ukur (survey meter)

Langkah awal yang dilakukan saat pengukuran tingkat radiasi yaitu mengukur radiasi latar (*background*) menggunakan survey meter Ludlum 19 SN 138483. Pengukuran ini dilakukan di dalam dan di luar ruangan yang tidak ada pengaruh sumber radiasi buatan di sekitarnya.

Langkah selanjutnya adalah persiapan pengukuran sumber radiasi untuk diukur tingkat radiasinya di lokasi penyimpanan sumber. Sumber radiasi yang akan diukur tersimpan dalam suatu ruang bawah tanah (*bunker*) dan untuk mengambilnya digunakan mesin semacam derek/*crane* yang dikendalikan dengan listrik yang dapat digerakkan sesuai dengan relnya sehingga aman bagi pekerja karena tidak ada kontak langsung dengan sumber dan jaraknya pun relatif jauh, dengan demikian langkah proteksi radiasi sudah terpenuhi salah satunya yaitu faktor jarak, namun demikian waktu yang diperlukan relatif lama. Dalam ruang penyimpanan sumber radiasi ini juga telah dipasang beberapa alat ukur radiasi pada dinding ruangan.

Pengukuran pertama dilakukan terhadap sumber radiasi gamma (Cs-137 dan Ra-226). Alat ukur yang digunakan yaitu survey meter Ludlum 19 SN 138483. Pengukuran dilakukan pada permukaan sumber dengan cara mengukur ke seluruh permukaan luar sumber tersebut kemudian nilai bacaan terbesar yang diperoleh dicatat. Data tingkat radiasi juga diukur pada jarak 1 meter dari permukaan sumber, sama seperti pada pengukuran permukaan sumber, pengukuran pada jarak 1 meter ini dilakukan ke sekeliling sumber dan hasil bacaan tertinggi yang diperoleh dicatat. Ada 3 buah peralatan

yang menggunakan sumber radiasi gamma (Tabel 1). Pengukuran dilakukan secara bergantian yaitu sumber pertama diambil dari dalam ruang penyimpanan dan kemudian diukur tingkat radiasinya setelah selesai pengukuran sumber dikembalikan ke tempat semula. Kemudian pengukuran dilakukan untuk sumber yang ke dua dan seterusnya.

Pengukuran kedua dilakukan terhadap peralatan yang menggunakan sumber radiasi neutron (Am-241-Be). Alat ukur yang digunakan yaitu survey meter Ludlum 12-4 SN 169436. Hasil pengukuran dicatat. Ada 3 buah sumber radiasi neutron yang diukur (Tabel 1). Cara pengukurannya sama dengan yang dilakukan pada sumber radiasi gamma sebelumnya.

Data hasil pengukuran selanjutnya diolah untuk dibuat laporannya. Laporan pengukuran tingkat radiasi memuat nomor kode/seri alat/sumber, laju pajanan pada permukaan dan jarak 1 meter, kategori bungkus, dan indeks angkutan. Laporan ini selanjutnya akan digunakan sebagai dokumen yang harus disertakan pada saat pengangkutan sumber radiasi atau zat radioaktif.

Tabel 1. Data peralatan/sumber radiasi pada pengukuran tingkat radiasi

No.	Tipe Sumber	Nomor Seri	Isotop	Aktivitas
1.	S3T20	766	Cs-137	2 Ci
2.	S3J1-6	V914/921	Cs-137	700 $\mu$ Ci
3.	S2K	DA 012	Ra-226	2,5 $\mu$ Ci
4.	S27S20	69490	Am-241-Be	18 Ci
5.	S17BO4	D 355	Am-241-Be	400 mCi
6.	S17Zi	42	Am-241-Be	18,5 MBq

### III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Pengukuran tingkat radiasi yang menggunakan survey meter Ludlum 19 memberikan hasil bacaan dalam satuan  $\mu$ R/j. Sedangkan survey meter Ludlum 12-4 memberikan hasil bacaan dalam satuan mrem/h. Satuan/besaran kedua instrumen tersebut sebenarnya sama yaitu satuan lama untuk menyatakan besaran laju dosis sedangkan saat ini satuan yang lebih mutakhir untuk menyatakan laju dosis yaitu  $\mu$ Sv/j. Dari pengukuran tingkat radiasi yang telah dilakukan diperoleh hasil sebagaimana tersebut dalam Tabel 2. Tingkat radiasi permukaan terendah 0,4 mrem/j untuk tipe sumber S17Zi SN 42 dan tertinggi 5000  $\mu$ R/j untuk tipe sumber S3T20 SN 766. Sedangkan tingkat radiasi

maksimum pada jarak 1m dari permukaan terendah 0,2 mrem/j untuk tipe sumber S17Zi SN 42 dan tertinggi 2200  $\mu$ R/j untuk tipe sumber S3T20 SN 766.

Tipe bungkusannya radioaktif yang diukur semuanya adalah tipe A. Dalam hal ini tipe A adalah pembungkus, tangki, atau peti kemas berisi zat radioaktif bentuk khusus dengan aktivitas tertentu yang sudah diatur dalam peraturan pengangkutan zat radioaktif. Tipe bungkusannya ini biasanya merupakan dokumen awal yang sudah ada sejak sumber tersebut dibuat dan diuji. Tipe bungkusannya ini tidak akan berubah meskipun terjadi perubahan bentuk fisik bungkusannya dan aktivitas sumber. Tipe bungkusannya ini biasanya dituliskan pada permukaan bungkusannya dengan huruf timbul atau dengan label/stiker. Selain tipe bungkusannya informasi lain yang disertakan pada bungkusannya zat radioaktif yaitu aktivitas sumber, tahun pembuatan, kategori bungkusannya, dan indeks angkutannya. Untuk aktivitas sumber, kategori, dan indeks angkutannya akan mengalami perubahan dengan berjalannya waktu karena aktivitas sumber akan mengalami peluruhan.

Tabel 2. Data hasil pengukuran tingkat radiasi pada beberapa sumber radiasi

No.	Nomor Seri Sumber	Tipe Bungkusannya	Laju Paparan		Kategori Bungkusannya	Indeks Angkutannya
			Permukaan	1 meter		
1.	766	A	5000 $\mu$ R/j	2200 $\mu$ R/j	III - Kuning	2,2
2.	V914/921	A	5000 $\mu$ R/j	180 $\mu$ R/j	II - Kuning	0,2
3.	DA 012	A	600 $\mu$ R/j	75 $\mu$ R/j	II - Kuning	0,1
4.	69490	A	30 mrem/j	5 mrem/j	III - Kuning	5
5.	D 355	A	7 mrem/j	0,8 mrem/j	III - Kuning	0,8
6.	42	A	0,4 mrem/j	0,2 mrem/j	II - Kuning	0,2

Kategori bungkusannya ditentukan dari hasil bacaan maksimal pada permukaan bungkusannya sumber. Dari hasil pengukuran di atas, kategori dapat dinyatakan pada setiap bungkusannya yaitu II-Kuning 3 bungkusannya, dan III-Kuning 3 bungkusannya. Kategori II-Kuning ditetapkan apabila tingkat radiasi maksimal pada permukaan lebih dari atau sama dengan 0,005 mSv/j (0,5 mrem/j) tapi tidak lebih dari 0,5 mSv/j (50 mrem/j) dan kategori III-Kuning ditetapkan apabila tingkat radiasi maksimal pada permukaan lebih dari atau sama dengan 0,5 mSv/j (50 mrem/j) tapi tidak lebih dari 2 mSv/j (200 mrem/j). Bila tingkat radiasi yang diperoleh dalam satuan  $\mu$ R/h seperti pada sumber nomor 1 hingga 3 maka

nilainya dikonversikan ke satuan  $\mu\text{Sv/j}$  terlebih dahulu kemudian nilai dikalikan dengan 1000 sehingga diperoleh satuan  $\text{mSv/j}$  selanjutnya kategori bungkusan dapat ditentukan. Selain kategori II-Kuning dan III-Kuning ada satu kategori lagi yaitu I- Putih. Kategori I Putih dapat ditentukan apabila tingkat radiasi pada permukaan tidak melebihi  $0,005 \text{ mSv/j}$  ( $0,5 \text{ mrem/j}$ ), namun pada data hasil pengukuran tersebut tidak ditemukan bungkusan sumber yang ada dalam kategori I-Putih.

Dari enam sumber radiasi yang diukur diperoleh indeks angkutan yang berbeda satu dengan lainnya. Indeks angkutan terendah 0,1 untuk tipe sumber S2K SN DA 012 dan indeks angkutan tertinggi 2,2 untuk tipe sumber S3T20 SN 766. Untuk menentukan nilai indeks angkutan ini dengan cara mengukur tingkat radiasi maksimum pada jarak 1 meter dari permukaan bungkusan. Apabila tingkat radiasi yang diperoleh dalam satuan  $\text{mSv/j}$  maka nilainya dikalikan dengan 100, namun bila satuan tingkat radiasi yang diperoleh dalam  $\text{mrem/j}$  maka nilainya tidak diubah. Dalam penulisan nilai indeks angkutan ini biasanya tidak dicantumkan satuan/besaran namun sebenarnya IA mempunyai satuan yaitu  $\text{mrem/j}$ . Apabila dalam perhitungan indeks angkutan diperoleh lebih dari satu desimal di belakang koma maka sesuai aturan yang berlaku penulisannya harus dibulatkan menjadi satu desimal di belakang koma. Apabila indeks angkutan yang diperoleh kurang dari  $0,005 \text{ mrem/jam}$  maka dianggap indeks angkutannya 0.

Indeks angkutan erat hubungannya dengan kategori bungkusan karena dari indeks angkutan yang diperoleh akan menentukan pula bungkusan tersebut masuk kategori yang mana, dan biasanya dalam penentuan kategori bungkusan nilai indeks angkutan lebih dominan. Sebagai contoh bila pada suatu pengukuran diperoleh tingkat radiasi pada permukaan masuk dalam kategori I-Putih namun bila tingkat radiasi pada jarak 1 meter tingkat radiasinya masuk dalam range kategori II-Kuning maka sebagai langkah proteksi bungkusan tersebut akan dimasukkan dalam kategori II-kuning. Hal ini mungkin saja terjadi karena sifat radiasi maupun desain bungkusan sehingga tingkat radiasi antara permukaan dengan pada jarak 1 meter tidak terdapat perbedaan yang signifikan.

#### IV. KESIMPULAN

Dari pengukuran tingkat radiasi yang telah dilakukan diperoleh hasil tingkat radiasi permukaan terendah  $0,4 \text{ mrem/h}$  untuk tipe sumber S17Zi SN 42 dan tertinggi  $5000 \mu\text{R/h}$  ( $5 \text{ mrem/h}$ ) untuk tipe sumber S3T20 SN 766. Sedangkan tingkat radiasi maksimum pada

jarak 1m dari permukaan terendah 0,2 mrem/h untuk tipe sumber S17Zi SN 42 dan tertinggi 2200  $\mu$ R/h (2,2 mrem/h) untuk tipe sumber S3T20 SN 766.

Kategori bungkus dinyatakan pada setiap bungkus yaitu II-Kuning pada 3 bungkus, dan III-Kuning juga pada 3 bungkus.

Dari enam sumber radiasi yang diukur diperoleh indeks angkutan yang berbeda satu dengan lainnya. Indeks angkutan terendah 0,1 untuk tipe sumber S2K SN DA 012 dan indeks angkutan tertinggi 2,2 untuk tipe sumber S3T20 SN 766.

#### DAFTAR PUSTAKA

1. Peraturan Pemerintah No. 63 Tahun 2000, Keselamatan dan Kesehatan terhadap Pemanfaatan Radiasi Pengion. Lembaran Negara Republik Indonesia, 2000.
2. Peraturan Pemerintah No. 26 Tahun 2002, Keselamatan Pengangkutan Zat Radioaktif. Lembaran Negara Republik Indonesia, 2002.
3. Neuman, C.H., Sullivan, M.J., Belanger, D.L., *An Investigation of Density Derived from Pulsed Neutron Capture Measurement*. Society of Petroleum Engineers, Richardson TX, ETATS-UNIS, 1999. pp 285-292.
4. Practical Radiation Technical Manual: Workplace Monitoring for Radiation and Contamination. IAEA, Vienna 1995.

#### Tanya Jawab :

1. Penanya : Maskur (PRR – BATAN)

##### Pertanyaan :

- Perlakuan apa yang dilakukan jika paparan radiasi sangat besar?
- Informasi apa yang diperoleh dengan melihat data indeks angkutan?

Jawaban : Rofiq S. (PTKMR – BATAN)

- Pengukuran tingkat radiasi tetap dilakukan sesuai prosedur dengan memperhatikan aspek keselamatan radiasi.
- Indeks angkutan memberikan informasi tingkat kekritisitas atau bahaya dari wadah sumber tersebut, semakin tinggi IA maka semakin tinggi pula bahayanya.

## KONSENTRASI CESIUM-137 DALAM BERAS DARI BERBAGAI DAERAH DI JAWA BARAT

Emlinarti dan Asep Warsona  
PTKMR - BATAN

### ABSTRAK

KONSENTRASI CESIUM-137 DALAM BERAS DARI BERBAGAI DAERAH DI JAWA BARAT. Telah dilakukan pengukuran konsentrasi  $^{137}\text{Cs}$  dalam beras yang berasal dari beberapa daerah penghasil yaitu : Pamanukan, Losarang, Banjar, Tasik, Garut, dan Pandeglang. Pengukuran contoh dilakukan dengan menggunakan spektrometer gamma dengan detektor semikonduktor germanium berkemurnian tinggi (HP-Ge). Konsentrasi  $^{137}\text{Cs}$  yang didapatkan dari hasil perhitungan bervariasi mulai dari tidak terdeteksi sampai ( $\leq 0,038$  Bq/kg) sampai ( $0,063 \pm 0,036$ ) Bq/kg. Data yang diperoleh akan dipakai sebagai tambahan data dasar konsentrasi radionuklida  $^{137}\text{Cs}$  dalam bahan makanan khususnya beras di Indonesia.

Kata kunci : Cesium-137, beras, Jawa Barat

### ABSTRACT

CESIUM-137 CONCENTRATION IN RICES FROM SEVERAL PLACES IN WEST JAVA. Measurement of Cs-137 in rice collected from several places e.g Pamanukan, Losarang, Banjar, Tasik, Garut, dan Pandeglang had been carried out. The samples were measured using the gamma spectrometer with the high purity germanium detector (HP-Ge). Concentration of  $^{137}\text{Cs}$  were varied from undetectable ( $\leq 0.038$  Bq/kg) to ( $0.063 \pm 0.036$ ) Bq/kg. The result obtained will be used for baseline data of  $^{137}\text{Cs}$  radionuclide concentrations in food especially rice in Indonesia

Key word : Cesium-137, rice, West Java

---

### PENDAHULUAN

Adanya pencemaran atau kontaminasi radiasi dari suatu sumber radiasi di lingkungan, secara langsung maupun tidak langsung akan memberikan dampak terhadap lingkungan dan akan berpengaruh pada keselamatan/kesehatan manusia dan juga akan menurunkan kualitas lingkungan, oleh sebab itu hal ini perlu ditangani dan diawasi secara serius. Sumber radiasi di lingkungan berasal dari hasil fisi sebagai akibat dari percobaan senjata nuklir, kecelakaan reaktor, pembuangan limbah radioaktif dan lain-lain. Selain itu juga berasal dari radiasi latar yang merupakan peluruhan dari unsur-unsur radioaktif alamiah yang terdapat di dalam bumi dan juga dari kosmis/angkasa luar.

Sebelum suatu instalasi nuklir dibangun, pengumpulan data dasar (*base-line data*) dari radiasi latar terhadap contoh-contoh lingkungan seperti tanah, air, udara, tanaman dan lain-lain perlu dikumpulkan, karena berguna untuk memberikan petunjuk berapa besarnya radiasi latar sebelum di tempat tersebut dibangun fasilitas tenaga nuklir. Data yang dikumpulkan ini nantinya akan memberikan petunjuk apakah fasilitas-fasilitas nuklir yang dibangun nantinya, setelah datanya juga dikumpulkan, akan menyebabkan meningkatnya radiasi latar atau tidak.

Pada penelitian ini dilakukan pengukuran konsentrasi  $^{137}\text{Cs}$  dalam beras yang dihasilkan dari beberapa daerah/kabupaten di Jawa Barat yaitu: daerah sekitar Garut, Banjar, Tasik, Pandeglang dan Pemanukan. Tujuan dari penelitian ini adalah untuk pemantauan guna mengetahui perubahan radioaktivitas di lingkungan dan juga untuk mendapatkan data dasar sebelum dibangunnya/beroperasinya Pusat Listrik Tenaga Nuklir (PLTN).

Cesium-137 merupakan radionuklida hasil fisi yang berasal dari percobaan senjata nuklir di atmosfer dan kecelakaan reaktor nuklir yang keberadaannya di alam dimulai pada era pertengahan tahun 1950 hingga 1970. Pada saat jatuh/terdistribusi ke permukaan bumi bersama dengan air hujan,  $^{137}\text{Cs}$  dengan sangat cepat akan teradsorpsi oleh tanah dan partikel sedimen dan terikat sangat kuat pada tanah.  $^{137}\text{Cs}$  mempunyai waktu paruh yang panjang (30 tahun), sehingga digunakan sebagai indikator ada tidaknya atau tinggi rendahnya cemaran hasil fisi di lingkungan, mempunyai sifat radiotoksitas relatif tinggi, bila sampai ketubuh manusia maka akan terakumulasi di dalam hati, limpa dan otot karena mempunyai analog kimia dengan kalium.

Pengukuran  $^{137}\text{Cs}$  pemancar radiasi gamma pada energi 661,6 keV dengan kelimpahan 85% menggunakan spektrometer gamma dengan detektor semikonduktor germanium berkemurnian tinggi (Hp-Ge) yang dilengkapi dengan *Multi Channel Analyzer* (MCA) [1].

## **TATA KERJA**

### **2.1 Pengambilan dan persiapan sampel**

Sampel dikumpulkan dari 6 daerah/kabupaten di Jawa Barat dimana untuk tiap daerah diambil beras yang dihasilkan pada daerah tersebut. Pengambilan sampel pada tempat penggilingan beras yaitu daerah sekitar Pamanukan, Losarang, Banjar, Tasik, Garut, dan Pandeglang. Sebanyak 1 kg dari setiap sampel ditumbuk hingga menjadi

tepung, lalu diayak kemudian dimasukkan kedalam wadah marinelli, ditutup dan selanjutnya siap untuk diukur.

**2.2 Pengukuran Cesium-137**

Sampel diukur dengan spektrometer gamma menggunakan detektor semikonduktor germanium dengan kemurnian tinggi (HP-Ge) pada energi 661,6 keV dengan intensitas gammanya (P $\gamma$ ) 85%. Waktu pengukuran untuk masing-masing sampel adalah 61200 detik (17 jam). [2]

**2.3 Perhitungan**

Efisiensi pencacahan diperoleh dengan membandingkan hasil cacahan sumber standar perdetik (cps) dengan peluruhannya perdetik (dps) sesuai dengan yang tercantum dalam sertifikat.

$$(1) \quad \epsilon = \frac{\text{cps}}{\text{dps} \cdot P\gamma} \times 100 \% \dots\dots\dots$$

Konsentrasi <sup>137</sup>Cs yang terkandung di dalam sampel beras ditentukan dengan rumus :

$$(2) \quad C = \frac{(n_s - n_b) \pm \sigma}{\epsilon \cdot P\gamma \cdot F_k \cdot W} \text{ Bq/kg} \dots\dots\dots$$

- dengan, n<sub>s</sub> : laju cacah sampel (cps)
- n<sub>b</sub> : laju cacah latar (cps)
- σ : deviasi standar
- ε : efisiensi pencacahan (%)
- P $\gamma$  : kelimpahan energi gamma (%)
- F<sub>k</sub> : faktor koreksi serapan diri
- W : berat sampel (kg)

Faktor koreksi serapan diri perlu dihitung bila terjadi perbedaan kerapatan (*density*) antara sampel dengan standar menggunakan rumus : [3,4]

$$F_k = \frac{\mu \cdot t}{1 - e^{-\mu \cdot t}} \dots\dots\dots (3)$$

dengan,  $t$  : tebal sampel (cm)

$\mu$  : faktor serapan linier (cm<sup>-1</sup>)

Harga  $\mu$  diperoleh dari :  $\mu = \mu_m \cdot \rho$

dengan,  $\rho$  : kerapatan sampel (gram.cm<sup>-3</sup>)

$\mu_m$  : faktor serapan massa yang harganya bergantung pada

energi gamma yaitu

$$\mu_m = 1,287 E^{-0,435}$$

dengan,  $E$  : energi gamma (keV)

Deviasi standar dengan tingkat kepercayaan 68% ditentukan dengan persamaan sebagai berikut :

$$\sigma = \sqrt{n_s / t_s + n_b / t_b} \dots\dots\dots (4)$$

dengan,  $t_s$  : waktu cacah sampel (detik)

$t_b$  : waktu cacah latar (detik)

Hasil dari pengukuran konsentrasi <sup>137</sup>Cs di dalam sampel beras yang didapatkan harus dibandingkan dengan konsentrasi minimum terdeteksi (*minimum detectable concentration* = MDC) dengan selang kepercayaan 68% dinyatakan dalam persamaan berikut :

$$MDC = \frac{2,33 \sqrt{n_b / t_b}}{\epsilon \cdot P_\gamma \cdot F_k \cdot W} \text{ Bq/kg} \dots\dots\dots (5)$$

Bila konsentrasi <sup>137</sup>Cs dalam sampel lebih kecil atau sama dengan MDC, maka dikatakan bahwa radionuklida yang diukur dalam sampel tidak terdeteksi, tetapi jika lebih besar dari pada MDC, maka radionuklida tersebut di dalam sampel terdeteksi (ada hasilnya).

## HASIL DAN PEMBAHASAN

Penentuan konsentrasi  $^{137}\text{Cs}$  dalam sampel dilakukan menggunakan persamaan (2) yang telah dikoreksi dengan perbedaan *density* menggunakan persamaan (3) dan ralatnya berupa deviasi standar menggunakan persamaan (4). Evaluasi data dilakukan secara statistik dengan selang kepercayaan 68%, yaitu menggunakan persamaan (5). Didapatkan nilai konsentrasi minimum terdeteksi (MDC) dengan berat masing-masing sampel 1 kg adalah untuk 0,038 Bq/kg. Bila hasil pengukuran sampel lebih kecil atau sama dengan MDC disebut tidak terdeteksi.

Hasil pengukuran konsentrasi  $^{137}\text{Cs}$  dalam beras yang berasal dari 6 daerah di Jawa Barat ditunjukkan pada Tabel 1.

Tabel 1. Konsentrasi  $^{137}\text{Cs}$  dalam beras di Jawa Barat

No.	Daerah asal sampel	Konsentrasi $^{137}\text{Cs}$ (Bq/kg)	Konsentrasi minimum terdeteksi (Bq/kg)
1.	Pamanukan	$0,063 \pm 0,036$	0,038
2.	Losarang	$0,052 \pm 0,029$	
3.	Banjar	$\leq 0,038$	
4.	Tasik	$\leq 0,038$	
5.	Garut	$\leq 0,038$	
6.	Pandeglang	$\leq 0,038$	

Dari Tabel 1. dapat dilihat konsentrasi  $^{137}\text{Cs}$  di dalam beras yang berasal dari beberapa daerah di Jawa Barat, bervariasi mulai dari tidak terdeteksi ( $\leq 0,038$  Bq/kg) sampai  $(0,063 \pm 0,036)$  Bq/kg yang dijumpai pada sampel beras berasal dari Pamanukan. Untuk daerah Losarang konsentrasi  $^{137}\text{Cs}$  sedikit nilainya dibawah daerah Pamanukan yaitu  $(0,052 \pm 0,029)$  Bq/kg. Sedangkan untuk 4 daerah lainnya yaitu Banjar, Tasik, Garut dan Pandeglang, konsentrasi  $^{137}\text{Cs}$  di dalam beras semuanya dibawah konsentrasi minimum terdeteksi (MDC) atau dapat dikatakan juga tidak terdeteksi.

Hasil konsentrasi  $^{137}\text{Cs}$  dalam beras yang bervariasi untuk tiap daerah bisa terjadi disebabkan karena sebaran jatuhnya zat radioaktif dari atmosfer ke bumi akan selalu berubah

dari waktu ke waktu bergantung pada keadaan meteorologi [5]. Perbedaan jenis tanah tempat tumbuh tanaman padi tersebut yang berpengaruh pada penyerapan  $^{137}\text{Cs}$  oleh akar tanaman, dimana tanah yang banyak mengandung zat organik dan sedikit kandungan mineralnya,  $^{137}\text{Cs}$  akan lebih mudah dan lebih bebas diserap oleh tanaman. Sebaliknya pada tanah yang banyak mengandung mineral dan relatif sedikit zat organiknya maka penyerapan  $^{137}\text{Cs}$  oleh akar tanaman akan sulit dan susah. Hasil penelitian yang didapatkan ini bila dibandingkan dengan hasil penelitian sebelumnya tahun 1987 untuk 4 daerah di Jawa Barat ternyata hasilnya hampir sama/tidak jauh berbeda, berarti selama masa 20 tahun tidak ada peningkatan radionuklida  $^{137}\text{Cs}$  dalam beras secara signifikan dan data dapat dilihat pada Tabel 2 [6].

Tabel 2. Konsentrasi  $^{137}\text{Cs}$  yang tertinggi di dalam beras dari beberapa daerah di Jawa Barat tahun 1887.

No.	Lokasi Sampling	Konsentrasi $^{137}\text{Cs}$ (Bq/kg)
1.	Serpong	0,029
2.	Suralaya	0,036
3.	Kerawang	0,037
4.	Bandung	0,045

Adanya perbedaan konsentrasi radionuklida  $^{137}\text{Cs}$  dalam sampel beras ini kemungkinan disebabkan oleh struktur geologi tanah yang berbeda atau tidak sama dari satu tempat dengan tempat lain.

## KESIMPULAN DAN SARAN

1. Konsentrasi  $^{137}\text{Cs}$  dalam beras dari 6 daerah di Jawa Barat hasilnya bervariasi, mulai dari tidak terdeteksi ( $\leq 0,038$  Bq/kg) sampai  $(0,063 \pm 0,036)$  Bq/kg.
2. Data ini dapat digunakan sebagai tambahan data dasar yang dapat memberikan gambaran keadaan tingkat radioaktivitas lingkungan di Jawa Barat.
3. Penelitian ini perlu dilanjutkan untuk daerah lainnya di luar P. Jawa, guna mendapatkan data dasar radioaktivitas di Lingkungan.

**DAFTAR PUSTAKA**

1. International Atomic Energy Agency (IAEA), Measurement of Radionuclides in Food and the Environment – A Guidebook, Tech. Rep. Ser. No. 295, IAEA, Vienna, 1989.
2. Laboratorium Keselamatan, Kesehatan, dan Lingkungan (LKKL), Kalibrasi alat spektrometer gamma dengan detektor HPGe, IK No. 5.5-01- 03-05/LKKL/IK, Rev.0, 25 November 2002, LKKL, P3KRBiN-Batan, Jakarta (2002).
3. DRYAK, P. and KOVAR, P., Correction for the Marinelli Geometri, Journal Radioanalytical Nuclear Chemistry Letters, 135, 1989, pp. 281 292
4. SIMA, O., On the Method of Dryak for Self Absorbtion Corrections Calculations, Journal Radioanalytical Nuclear Chemistry Letters, 155, 1991, pp. 75 – 78
5. SUTARMAN, BAMBANG PRIWANTO, TUTIK INDIYATI dan YURFIDA, Aspek Meteorologi terhadap distribusi debu radioaktif di atmosfer dan lingkungan, Seminar Nasional Sains Atmosfir dan Meteorologi, ITB, 1995, Bandung
6. ANNALIAH I, YUNUS H, EMLINARTI, YENNY M,U., TUTIK I., YURFIDA, LELINIRWANI, Keradioaktifan Cs-137 dan Sr-90 dalam bahan Pangan di beberapa lokasi di pulau Jawa, Hasil Penelitian 1988 - 1989, PSPKR-BATAN, 1990, Jakarta

**Tanya Jawab :**

**1. Penanya : Laksmi A. (PRR – BATAN)**

**Pertanyaan :**

- Kenapa di lingkungan sekitar reaktor tidak diukur?
- Bagaimana cara proses sampel dan pengukurannya, kenapa hanya Cs-137 saja yang diukur?

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

- untuk pengukuran di sekitar reaktor sudah dilakukan oleh keselamatan lingkungan di daerah kawasan reaktor.
- Contoh beras diambil dari beberapa tempat penggilingan padi lalu dikeringkan dan di grinder, dimasukkan ke dalam marinelli dan diukur dengan Spektrometer gamma pada energi 661,6 keV karena Cs-137 merupakan indikator dari hasil fisi dengan waktu paruh panjang yaitu 30 tahun.

## PENGARUH VOLUME SAMPEL DALAM WADAH MARINELLI MENGUNAKAN SPEKTROMETER GAMMA DENGAN DETEKTOR HPGe

Wahyudi dan Kusdiana  
PTKMR – BATAN

### ABSTRAK

PENGARUH VOLUME SAMPEL DALAM WADAH MARINELLI MENGGUNAKAN SPEKTROMETER GAMMA DENGAN DETEKTOR HPGe. Telah dilakukan penelitian tentang pengaruh volume sampel dalam wadah *Marinelli* satu liter pada pencacahan menggunakan spektrometer gamma dengan detektor HPGe Canberra model GC-2020. Penelitian dilakukan dengan menggunakan larutan yang berisi 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  $^{241}\text{Am}$  dalam larutan HCl 0,1 N yang ditempatkan dalam wadah *Marinelli* 1 liter. Variasi volume dilakukan dengan membuat volume awal 500 ml kemudian dijadikan 600, 700, 800, 900, dan 1000 ml. Setiap variasi volume dicacah selama 1 jam menggunakan spektrometer gamma dengan pengulangan tiga kali dan ditentukan efisiensi pada setiap energi gamma yang muncul. Dari nilai efisiensi tiap variasi volume ditentukan besarnya rasio efisiensi terhadap volume sampel 1000 ml. Hasil analisis menunjukkan semakin besar volume sampel maka rasio efisiensi akan menurun. Data efisiensi dalam berbagai volume dapat digunakan untuk analisis sampel dengan volume yang bervariasi.

Kata kunci : spektrometer gamma, variasi volume, *Marinelli*, efisiensi.

### ABSTRACT

STUDY ON THE EFFECTS OF SAMPLE VOLUME IN MARINELLI BEAKER USING GAMMA-RAY SPECTROMETER WITH HPGe DETECTOR. The study on the sample volume effects in 1 liter *Marinelli* on the passive counted by using gamma-ray spectrometer with HPGe detector Canberra GC-2020 model has been carried out. The study used the solution contained  $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{65}\text{Zn}$ ,  $^{109}\text{Cd}$ ,  $^{133}\text{Ba}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{210}\text{Pb}$ , and  $^{241}\text{Am}$  in HCl 0,1N solution in 1 liter *Marinelli*. Sample volume varied from 500 ml then to be ranged in 600, 700, 800, 900, and 1000 ml. Every volume to be counting for 1 hour by using gamma spectrometer for three times then determines the efficiency for every gamma energy. Efficiency ratio determined from the efficiency every volume varied to 1000 ml volume of the sample. The result indicated that the increased sample volume would be decreasing the efficiency ratio. Efficiency data in volume variation can be used to analyze the sample in volume variation.

Key words : gamma spectrometer, volume variation, *Marinelli*, efficiency.

## PENDAHULUAN

Semakin berkembangnya teknologi pengukuran dalam era globalisasi, maka suatu laboratorium dituntut untuk dapat menyajikan data hasil pengujian yang cepat dan akurat. Untuk mendapatkan hasil pengukuran yang cepat dan akurat maka diperlukan prosedur yang baku, peralatan yang terkalibrasi, sumber standar yang tertelusur ke standar nasional atau internasional, lingkungan yang terkendali serta didukung oleh sumber daya manusia yang terampil<sup>[1]</sup>.

Pengukuran zat radioaktif pemancar radiasi gamma dalam sampel lingkungan umumnya menggunakan spektrometer gamma yang dilengkapi dengan detektor HPGe (*High Purity Germanium*). Untuk sampel lingkungan yang mempunyai konsentrasi zat radioaktif rendah diperlukan jumlah sampel yang banyak<sup>[2]</sup>. Wadah yang biasa digunakan untuk sampel lingkungan adalah wadah *Marinelli* dengan volume 1 liter. Dalam melakukan pengukuran sering dijumpai jumlah sampel kurang dari jumlah yang ditentukan oleh prosedur baku, sedangkan untuk menambah jumlah sampel sudah tidak memungkinkan. Untuk mengatasi hal tersebut diperlukan penelitian tentang pengaruh volume sampel dalam wadah *Marinelli* 1 liter yang dicacah menggunakan spektrometer gamma dengan detektor HPGe.

Penelitian dilakukan dengan menggunakan sumber standar yang berisi 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  $^{241}\text{Am}$  dalam larutan HCl 0,1 N yang ditempatkan dalam wadah *Marinelli* 1 liter. Variasi volume mulai dari 500 ml sampai 1000 ml. Untuk setiap variasi volume dicacah selama 1 jam menggunakan spektrometer gamma dengan detektor HPGe, kemudian ditentukan efisiensi pada setiap energi yang muncul. Tujuan penelitian ini adalah untuk mengetahui besarnya efisiensi detektor pada berbagai volume sampel dalam wadah *Marinelli* pada pencacahan dengan spektrometer gamma yang dilengkapi dengan detektor HPGe.

## DASAR TEORI

Spektrometer gamma yang dilengkapi dengan detektor HPGe biasa digunakan untuk menganalisis cemaran 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 <sup>60</sup>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 [3,4].

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 [5,6] :

$$\varepsilon_{\gamma} = \varepsilon_{avg} \pm U_{\varepsilon} \dots\dots\dots (1)$$

dengan :

$\varepsilon_{\gamma}$  adalah efisiensi terkoreksi (cps/dps)

$\varepsilon_{avg}$  adalah efisiensi rata-rata (cps/dps)

$U_{\varepsilon}$  adalah ketidakpastian nilai efisiensi (cps/dps)

$$\varepsilon_{avg} = \frac{N_s - N_{BG}}{A_t \cdot p_{\gamma}} \dots\dots\dots (2)$$

dengan :

$N_s$  adalah laju cacah standar (cps)

$N_{BG}$  adalah laju cacah latar (cps)

$A_t$  adalah aktivitas pada saat pencacahan (Bq)

$p_{\gamma}$  adalah *yield* dari 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 [5,6]:

$$U_{\varepsilon} = \sqrt{\left(\frac{U_{cert}}{A_t}\right)^2 + \left(\frac{U_{cacah}}{N_s}\right)^2 + \left(\frac{U_w}{w}\right)^2 + \left(\frac{U_p}{P_{\gamma}}\right)^2} \dots\dots\dots (3)$$

dengan :

- U<sub>cert</sub> adalah ketidakpastian dari sertifikat sumber standar (Bq)
- U<sub>cacah</sub> adalah ketidakpastian dari pencacahan (cacah)
- U<sub>w</sub> adalah ketidakpastian dari penimbangan sumber standar (g)
- U<sub>p</sub> adalah ketidakpastian dari *yield* pada energi gamma teramati (%)
- w adalah berat standar (g)

Faktor geometri yang mempengaruhi pengukuran adalah jarak sampel dengan detektor, wadah sampel, komposisi kimia, dan jenis sampel. Untuk sampel dengan aktivitas rendah biasa digunakan wadah sampel adalah *Marinelli*, karena mempunyai efisiensi yang besar [3,7]. Pengukuran sampel dengan jumlah volume besar memerlukan bentuk geometri sampel mendekati geometri standar[3]. Untuk memperoleh sumber standar dengan bentuk geometri mendekati sampel sangat sulit dan mahal. Faktor yang paling berpengaruh pada pengukuran dengan *Marinelli* adalah jumlah sampel dalam wadah, sedangkan faktor jarak, bentuk geometri dan jenis sampel dianggap sama antara sampel dan standar.

Wadah *Marinelli* didesain khusus digunakan untuk pengukuran sampel lingkungan yang mempunyai aktivitas rendah. Sampel di tempatkan detektor mengelilingi detektor, sehingga jarak sampel dengan detektor cukup dekat. Kondisi minimal supaya jarak sampel dengan detektor paling dekat adalah untuk volume 500 ml. Untuk setiap penambahan volume akan menambah tinggi sampel ke bagian atas, sedangkan sekeliling detektor tetap. Kondisi yang demikian menyebabkan foton radiasi gamma dari sampel yang mengenai detektor tidak sama yaitu terjadi perubahan pada satu arah yaitu ke atas (Gambar 1).

Dengan bertambahnya jarak sampel ke detektor, maka akan menurunkan efisiensi pengukuran. Untuk sumber standar dalam wadah silinder penurunan efisiensi bersifat eksponensial[7] sedangkan pada wadah *Marinelli* kemungkinan mempunyai mode yang berbeda mengingat faktor yang berubah adalah bertambahnya volume sampel pada bagian atas detektor. Untuk mengetahui penurunan efisiensi pada variasi volume sampel dalam wadah *Marinelli* tersebut maka diperlukan data secara eksperimen.

Nilai efisiensi pengukuran akan berpengaruh pada besarnya nilai MDC (*Minimum Detectable Concentration*) yang merupakan fungsi cacah latar, waktu cacah, *yield*, dan

efisiensi pengukuran. MDC untuk tingkat kepercayaan 68% dapat ditulis dengan persamaan 4 [3] :

$$MDC = \frac{2,33 \sqrt{n_B / t_B}}{\varepsilon \cdot p_\gamma \cdot V} \quad (4)$$

dengan:

MDC adalah konsentrasi minimum terdeteksi (Bq/l)

$n_B$  adalah laju cacah latar (cps)

$t_B$  adalah waktu cacah latar (detik)

$\varepsilon$  adalah efisiensi pencacahan (%)

$p_\gamma$  adalah kelimpahan energi gamma (%)

V adalah volume sampel (lt)

Dari persamaan 4 dapat diketahui bahwa besarnya nilai MDC berbanding terbalik dengan nilai efisiensi dan volume sampel. Sedangkan kenaikan volume sampel akan menurunkan efisiensi pengukuran. Dari penelitian yang dilakukan dapat ditentukan besarnya nilai MDC untuk masing-masing volume sampel.

## TATA KERJA

### *Peralatan dan Bahan*

Bahan yang digunakan adalah sumber standar yang berisi 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  $^{241}\text{Am}$  dalam larutan HCl 0,1 N dalam wadah *Marinelli* 1 liter. Peralatan yang digunakan adalah spektrometer gamma yang dilengkapi dengan detektor HPGe model GC-2020 buatan Canberra USA dengan efisiensi 24,6% relatif terhadap detektor jenis NaI(Tl) dengan diameter 3 inch dan panjang 3 inch [4,8]. Alat tersebut dilengkapi dengan modul *InSpector* yang di dalamnya terdapat *HV Bias Supply*, *Amplifier*, *ADC (Analogue to Digital Converter)* dan *MCA (Multi Chanel Analyzer)*. Akuisisi data dilakukan menggunakan perangkat lunak *Genie-2000* yang dioperasikan dengan sistem *Windows XP* pada *Personal Computer Toshiba Satellite A40*.

Tabel 1. Data radionuklida yang digunakan dalam penelitian.

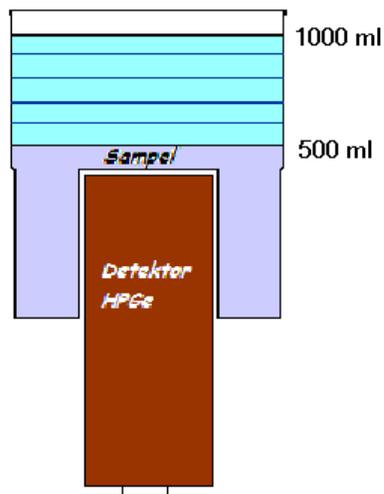
Nuklida	Waktu paro	Aktivitas pada 1 Okt 2004		Energi gamma (keV)	Yield (%)
		Bq/g	Uncertainty (Bq/g)		
<sup>54</sup> Mn	312,3 hari	154,40	0,94	834,84	99,976
<sup>60</sup> Co	5,2719 tahun	245,31	2,21	1173,24	99,89
				1332,50	99,983
<sup>65</sup> Zn	244,26 hari	400,49	4,19	1115,55	50,75
<sup>109</sup> Cd	462,60 hari			88,03	3,65
<sup>133</sup> Ba	10,57 tahun	192,47	1,28	80,99	34,1
				276,40	7,17
				302,85	18,32
				356,02	62,0
				383,85	8,93
<sup>134</sup> Cs	754,28 hari	58,39	0,53	563,23	8,38
				569,32	15,39
				604,69	97,63
				795,84	85,52
<sup>137</sup> Cs	30,25 tahun	60,16	0,42	661,66	85,20
<sup>210</sup> Pb	2,20 tahun	405,15	1,53	46,54	0,0406
<sup>241</sup> Am	432,7 tahun	256,19	1,99	59,54	35,9

Catatan : - Data aktivitas radionuklida *standar solution 2908* <sup>[9]</sup>.

- Data waktu paro, energi gamma, dan *yield* <sup>[5]</sup>.

## Metodologi

Sebagai sampel digunakan sumber standar yang berasal dari uji profisiensi yang diadakan IAEA tahun 2004 dengan kode 2908 <sup>[9]</sup>. Sampel diambil seberat  $(2,2200 \pm 0,0111)$  gram dimasukkan ke dalam wadah *Marinelli* 1 liter yang berisi 100 ml larutan HCl 0,1 N. Sampel dalam wadah *Marinelli* ditambah HCl 0,1 N sampai batas volume 500 ml sebagai volume awal. Sampel diukur menggunakan spektrometer gamma selama 1 jam. Dari hasil pengukuran ditentukan efisiensi untuk setiap puncak energi gamma, kemudian dibuat kurva hubungan antara energi gamma (keV) dengan efisiensi. Selanjutnya kedalam sumber standar ditambah 100 ml larutan HCl 0,1 N sampai volume 600 ml, kemudian diukur menggunakan spektrometer gamma. Cara yang sama dilakukan untuk setiap variasi volume 700, 800, 900 dan 1000 ml.



Gambar 1. Posisi sampel pada pengukuran dengan spektrometer gamma.

Efisiensi pada setiap puncak energi gamma dihitung dengan menggunakan persamaan 1-3. Dari nilai efisiensi untuk setiap energi gamma tersebut kemudian dibuat kurva hubungan antara energi gamma sebagai sumbu X dan efisiensi sebagai sumbu Y yang merupakan kurva efisiensi. Kurva efisiensi mempunyai mode eksponensial untuk setiap variasi volume sampel.

Setiap variasi volume mempunyai nilai efisiensi yang berbeda, dan terjadi penurunan dengan bertambahnya volume sampel. Sebagai efisiensi rujukan adalah efisiensi pada volume sampel 1000 ml, sehingga rasio efisiensi ditentukan dari efisiensi pada setiap variasi volume dibagi dengan efisiensi pada volume sampel 1000 ml.

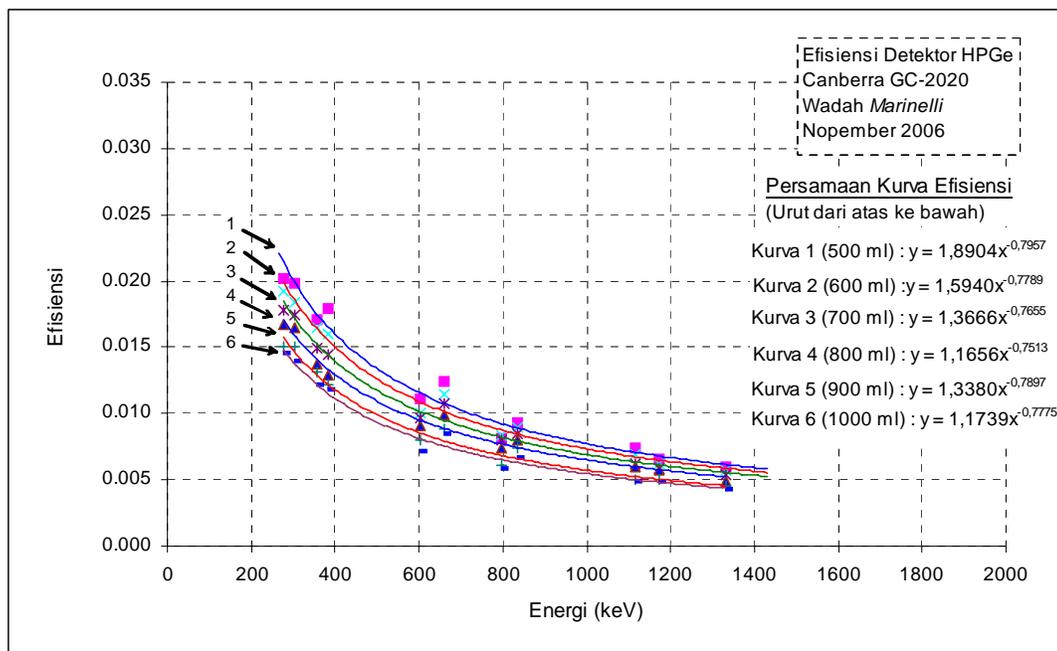
Sumber zat radioaktif dalam penelitian ini berwujud cair atau larutan, sehingga mudah homogen, maka untuk setiap variasi volume hanya dengan menambahkan larutan HCl 0,1 N sampai batas volume yang diteliti.

Campuran sumber standar mempunyai rentang energi yang lebar yaitu dari 59,54 keV ( $^{241}\text{Am}$ ) sampai dengan 1332,50 keV ( $^{60}\text{Co}$ ), sedangkan aktivitasnya berkisar dari  $(58,39 \pm 0,53)$  Bq sampai  $(405,15 \pm 1,53)$  Bq (Tabel 1).

**HASIL DAN PEMBAHASAN**

Dari penentuan nilai efisiensi untuk setiap variasi volume sampel diperoleh hasil bahwa dengan bertambahnya volume sampel maka nilai efisiensi akan semakin menurun, ini menunjukkan bahwa volume sampel berpengaruh pada efisiensi pengukuran (Gambar 2). Penurunan efisiensi juga terjadi dengan kenaikan energi gamma, pada Gambar 2 juga dapat dilihat kurva efisiensi pada energi di atas 200 keV. Mula-mula efisiensinya cukup besar kemudian turun seiring dengan kenaikan energi, namun penurunannya semakin kecil atau kurvanya semakin landai.

Kurva efisiensi ini juga dapat digunakan untuk melakukan analisis sampel secara langsung dengan jumlah volume sampel yang bervariasi dari mulai 500 ml sampai dengan 1000 ml. Sebagian besar sampel lingkungan mempunyai energi gamma di atas 200 keV seperti <sup>228</sup>Th dalam kesetimbangan (238,63 keV), <sup>131</sup>I (364,48 keV), <sup>226</sup>Ra dalam kesetimbangan (609,31 keV), <sup>137</sup>Cs (661,66 keV), <sup>228</sup>Ra dalam kesetimbangan (911,07 keV), <sup>60</sup>Co (1332,50 keV), dan <sup>40</sup>K (1460,81 keV), maka kurva ini cukup bermanfaat. Penggunaan kurva ini dapat mengurangi kesalahan dalam analisis data pengukuran, sehingga data hasil analisis akan lebih akurat.



Gambr 2. Kurva efisiensi spektrometer gamma dengan detektor HPGe variasi volume sampel di dalam wadah *Marinelli* untuk energi di atas *knee*.

Sesuai dengan prosedur yang ada, pengukuran sampel di laboratorium dibuat 1 liter [3], hal ini berdasarkan pada sumber standar yang ada di laboratorium yaitu dalam wadah *Marinelli* 1 liter. Pada prakteknya untuk sampel tertentu seperti NORM (*Naturally Occurring Radioactive Material*), dijumpai jumlah volume sampel kurang dari 1 liter, sedangkan untuk menambah jumlah sampel sudah tidak memungkinkan lagi. Untuk mengurangi kesalahan dalam melakukan analisis data pengukuran maka perlu data efisiensi untuk kondisi sampel yang ditempatkan di dalam wadah *Marinelli* 1 liter namun volume sampelnya kurang dari 1 liter. Pada Tabel 2 disajikan data hasil perhitungan rasio efisiensi untuk variasi volume sampel di dalam wadah *Marinelli* 1 liter.

Tabel 2. Rasio efisiensi pada variasi volume sampel dalam *Marinelli* 1 liter.

Nuklida	Energi (keV)	Yield (%)	Rasio efisiensi						Ket.
			Variasi volume sampel dalam <i>Marinelli</i> 1 liter (ml)						
			500	600	700	800	900	1000	
<sup>241</sup> Am	59,54	35,90	1,43	1,28	1,22	1,12	1,05	1,00	Energi di bawah <i>knee</i> .
<sup>133</sup> Ba	80,99	34,10	1,52	1,48	1,41	1,28	1,10	1,00	
<sup>109</sup> Cd	88,03	3,65	1,53	1,50	1,43	1,30	1,10	1,00	
<sup>133</sup> Ba	276,40	7,17	1,45	1,35	1,25	1,15	1,06	1,00	Energi di atas <i>knee</i> .
<sup>133</sup> Ba	302,85	18,32	1,45	1,35	1,25	1,15	1,06	1,00	
<sup>133</sup> Ba	356,01	0,62	1,45	1,35	1,25	1,16	1,06	1,00	
<sup>133</sup> Ba	383,85	8,93	1,45	1,35	1,25	1,16	1,06	1,00	
<sup>134</sup> Cs	604,69	97,63	1,43	1,35	1,26	1,17	1,05	1,00	
<sup>137</sup> Cs	661,66	85,2	1,43	1,35	1,26	1,18	1,05	1,00	
<sup>134</sup> Cs	795,84	85,52	1,43	1,35	1,26	1,18	1,05	1,00	
<sup>54</sup> Mn	834,84	99,98	1,42	1,35	1,26	1,18	1,05	1,00	
<sup>65</sup> Zn	1115,55	50,75	1,42	1,34	1,27	1,19	1,05	1,00	
<sup>60</sup> Co	1173,24	99,89	1,42	1,34	1,27	1,19	1,05	1,00	
<sup>60</sup> Co	1332,50	99,98	1,41	1,34	1,27	1,20	1,04	1,00	
Rasio efisiensi rata-rata			1,433	1,347	1,259	1,174	1,053	1,000	

Catatan : *Knee* efisiensi untuk detektor HPGe sekitar 140 keV.

Pada energi di bawah *knee*, dengan kenaikan energi maka rasio efisiensi akan naik, sedangkan kenaikan volume sampel juga akan menurunkan rasio efisiensi (Tabel 2). Penurunan nilai rasio efisiensi atau efisiensi ini kemungkinan disebabkan oleh faktor geometri yaitu tersebarnya radionuklida pada volume yang semakin besar sehingga jarak sebagian radionuklida menjadi semakin jauh. Penambahan jarak terjadi pada bagian atas wadah yaitu bertambahnya volume sampel kearah atas yang akan menyebabkan sebagian radionuklida berada pada bagian atas karena penambahan volume sampel. Faktor lain

kemungkinan disebabkan oleh absorpsi dari matrik yaitu semakin tebal lapisan matrik maka foton energi gamma radionuklida sebelum mengenai detektor akan terserap oleh bahan matrik.

Data pengamatan yang diperoleh hanya 3 energi yaitu 59,54 keV; 80,99 keV dan 88,03 keV, sedangkan untuk detektor jenis HPGe efisiensi tertinggi atau sebagai *knee* sekitar 140 keV <sup>[5]</sup>. Untuk kesempurnaan bentuk kurva efisiensi akan lebih baik jika ada data efisiensi secara eksperimen pada energi 100 sampai 200 keV sehingga kurva yang diperoleh menjadi lebih sempurna.

Pada pengukuran sampel lingkungan umumnya analisis dilakukan pada energi di atas 200 keV, sehingga kurva efisiensi seperti pada Gambar 2 di atas banyak digunakan untuk perhitungan dalam analisis sampel. Dalam perhitungan, penggunaan efisiensi pada energi sekitar 140 keV sebaiknya dihindari, kecuali ada data secara eksperimen sehingga kesalahan dapat dikurangi.

Pada energi di atas *knee*, rasio efisiensi akan turun dengan kenaikan volume sampel. Untuk volume sampel 500 ml, rasio efisiensi berkisar dari 1,41 sampai 1,45 kali, volume sampel 600 ml rasio efisiensi berkisar dari 1,34 sampai 1,35 kali, volume sampel 700 ml rasio efisiensi 1,25 sampai 1,27 kali, volume sampel 800 ml rasio efisiensi 1,15 sampai 1,20 kali dan volume sampel 900 ml rasio efisiensi 1,04 sampai 1,06 kali. Pada energi di atas 200 keV, rasio efisiensi pada variasi energi mempunyai nilai yang berdekatan untuk setiap variasi volume. Sehingga untuk keperluan praktis, nilai rasio efisiensi pada energi di atas *knee* dapat digunakan nilai rata-rata. Sedangkan pada energi di bawah *knee* nilai rasio efisiensi setiap variasi volume mempunyai perbedaan yang cukup besar sehingga tidak dapat dirata-ratakan.

Penelitian ini baru dilakukan untuk sumber standar dalam matrik air, sehingga untuk menambah data perlu juga dilakukan penelitian terhadap matrik yang lain seperti tanah, biota atau abu sehingga dapat diketahui pengaruh volume sampel pada pencacahan dengan spektrometer gamma.

## KESIMPULAN

Telah diperoleh data efisiensi perangkat spektrometer gamma yang dilengkapi dengan detektor HPGe untuk variasi volume sampel dalam wadah *Marinelli*, yaitu semakin besar volume sampel maka efisiensi semakin kecil. Data efisiensi dalam berbagai volume

dapat digunakan untuk mengeliminasi faktor geometri pada pengukuran sampel dengan volume yang bervariasi.

## SARAN

Untuk keperluan praktis, nilai rasio efisiensi untuk analisis pada energi di atas knee dapat digunakan nilai rata-rata. Perlu dilakukan penelitian pengaruh volume sampel untuk matrik yang lain terhadap efisiensi pengukuran, seperti pada matrik tanah, biota atau abu.

## DAFTAR PUSTAKA

1. BSN, *Persyaratan umum kompetensi laboratorium pengujian dan laboratorium kalibrasi*, SNI 19-17025-2000, Badan Standardisasi Nasional, Jakarta (2000).
2. KLEMOLA, S., *Optimization of sample geometries in low-level gamma spectroscopy*, Nucl. Instr. and Meth. in Phys. Res. A 369, (1996) pp. 578-581
3. BATAN, *Prosedur Analisis Sampel Radioaktivitas Lingkungan*, Badan Tenaga Nuklir Nasional, Jakarta (1998).
4. WISNU SUSETYO, *Spektrometer Gamma dan Penerapannya Dalam Analisis Pengaktifan Neutron*, Gajah Mada University Press, Yogyakarta (1988).
5. DEBERTIN, K., and HELMER, R.G., *Gamma and X-ray Spectrometry with Semiconductor Detectors*, North Holland (1988).
6. MARTIN, J.E., *Physics for Radiation Protection*, John Wiley & Sons, Inc. New York (2000).
7. PARK, T.S., KIM, T.Y., HWANG, H.Y., LEE, S., *Radioactivity measurement of cylindrical sources by gamma-ray spectrometry*, J. of Rad. and Nuc. Chem., Vol. 2 (1997) 305-309.
8. CANBERRA, *Detector Specification and Performance Data : Detector Model GC2020*, SN : 4963648, April 5, 1996, (1996).
9. 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).

**Tanya Jawab :**

**1. Penanya : Widodo Soemadi (Pusdiklat – BATAN)**

**Pertanyaan :**

Kenapa yang ditentukan rasio efisiensi bukan efisiensi ?

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

Karena yang ingin diketahui adalah pengaruh efisiensi pada variasi volume terhadap efisiensi standar yang biasa digunakan yaitu 1000 ml sehingga digunakan rasio efisiensi, sedangkan efisiensi tiap variasi volume dapat dilihat pada Gambar 1.

**PEMANTAUAN TINGKAT RADIOAKTIVITAS AIR DI LINGKUNGAN PUSAT  
PENELITIAN TENAGA NUKLIR PASAR JUMAT  
PERIODE JANUARI – DESEMBER 2004**

Prihatiningsih dan Saino  
PATIR – BATAN

**ABSTRAK**

PEMANTAUAN TINGKAT RADIOAKTIVITAS AIR DI LINGKUNGAN PUSAT PENELITIAN TENAGA NUKLIR (PPTN) PASAR JUMAT PERIODE JANUARI – DESEMBER 2004. Pada penelitian ini telah dilakukan pemantauan tingkat radioaktivitas total alpha dan beta dari sampel air yang diambil di lingkungan PPTN Pasar Jumat dan sekitarnya. Sampel yang diukur terdiri dari air kolam IRKA, air kran, air sumur, air hujan, dan air kali yang diambil secara periodik pada bulan Januari – Desember 2004, dan pengukurannya menggunakan alat pencacah level rendah (LBC) Camberra HT-1000. Radioaktivitas total alpha tertinggi  $0.321 \times 10^{-1}$  Bq/l dari sampel air kran yang diambil di radius 300 meter, pada bulan Juni 2004. Radioaktivitas total beta tertinggi  $2.647 \times 10^{-1}$  Bq/l dari sampel air kran yang diambil di radius 200 meter, periode Agustus 2004. Nilai ini telah melebihi tingkat radioaktivitas alpha dan beta yang diizinkan BAPETEN, namun demikian, tingkat radioaktivitas total beta masih lebih rendah dari ketentuan yang diberikan DEPKES.

Kata Kunci : Pemantauan, air, radioaktivitas gross alpha dan beta.

**ABSTRACT**

MONITORING OF WATER RADIOACTIVITY LEVELS IN THE AREA OF PPTN PASAR JUMAT NUCLEAR ENERGY RESEARCH CENTER, PERIOD JANUARY – DECEMBER 2004. In this research, monitoring of alpha and beta radioactivity levels in water sample that obtained in the area of PPTN Passer Jamal and surround have been done. The samples that measured were IRKA pool water, tap water, well water, rain water and river water that sampling periodically in January-December 2004, and measured by low background counting (LBC) Canberra HT-1000. The highest radioactivity of gross alpha is  $0.321 \times 10^{-1}$  Bq/l and found from tap water sample that sampling 300 meter radius on June 2004. The highest radioactivity of gross beta is  $2.647 \times 10^{-1}$  Bq/l and found from river water sample that sampling 200 meter radius on Augusts 2004. These values (alpha and beta gross) were higher comparing to the BAPETEN regulatory, nevertheless, the radioactivity of gross beta still less than DEPKES regulatory.

Key Words: Monitoring, water, alpha and beta gross radioactivity.

## I. PENDAHULUAN

Sesuai dengan Surat keputusan dari Kepala Badan Tenaga Nuklir Nasional No. 166/KA/IV/2001 tentang Organisasi dan Tata Kerja Batan, maka beberapa kegiatan yang dilakukan di lingkungan Pusat Penelitian Tenaga Nuklir (PPTN) Pasar Jumat <sup>[1]</sup> adalah penggunaan isotop dan radiasi dalam bidang pendidikan, pertanian, hidrologi, geologi, industri, penelitian pengolahan bahan galian nuklir seperti preparasi bibit, penelitian teknologi proses, analisis proses dan geokimia, pembuatan standar radioaktif, penelitian kaji efek radiasi, kalibrasi dan penelitian keselamatan radiasi. PPTN Pasar Jumat terdiri dari beberapa pusat, yaitu PATIR, P2BGN, PTKMR, Pusdiklat, dan PPINK. Berdasarkan informasi dari laboratorium di lingkungan PPTN Pasar Jumat, bahan-bahan yang umumnya digunakan dalam kegiatan tersebut terdiri dari bahan radioaktif, non radioaktif dan berbagai jenis pelarut yang dapat bersifat racun dan berbahaya. Zat radioaktif yang digunakan dalam kegiatan laboratorium di PPTN Pasar Jumat berupa sumber terbungkus, yaitu  $^{192}\text{Ir}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{241}\text{Am-Be}$ ,  $^{22}\text{Na}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{88}\text{Y}$ ,  $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{58}\text{Co}$ ,  $^{203}\text{Hg}$ ,  $^{90}\text{Sr}$  dan  $^{233}\text{U}$  serta sumber terbuka, yaitu  $^3\text{H}$ ,  $^{131}\text{I}$ ,  $^{51}\text{Cr}$ ,  $^{82}\text{Br}$ ,  $^{14}\text{C}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{32}\text{P}$ ,  $^{198}\text{Au}$ ,  $^{192}\text{Ir}$ ,  $^{144}\text{La}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{125}\text{I}$ ,  $^{133}\text{Ba}$  <sup>[2]</sup>.

Pemantauan tingkat radioaktivitas air di lingkungan PPTN Pasar Jumat merupakan kegiatan rutin yang dilakukan pada setiap tahun anggaran. Hal ini dilakukan sesuai dengan Peraturan BAPETEN <sup>[3]</sup> selaku badan pengawas tertinggi pengguna tenaga nuklir, DEPKES [4], dan BATAN sendiri yang akan bertanggung jawab dari segi moral terhadap para pekerja, masyarakat, dan lingkungannya. Makin meningkat kegiatan-kegiatan yang menggunakan zat radioaktif, khususnya kegiatan yang menggunakan sumber terbuka di lingkungan PPTN Pasar Jumat, maka kemungkinan risiko pencemaran akibat penggunaan zat radioaktif tersebut akan semakin besar. Secara teoritis, usaha pencegahan telah dilakukan secara optimal dengan mengikuti prosedur kerja dan petunjuk pelaksanaan penggunaan radioisotop, khususnya sumber terbuka yang telah diterapkan. Selain itu, pengawasan secara periodik juga telah dilakukan, namun risiko pencemaran tetap saja dapat terjadi. Risiko pencemaran dapat berasal dari kecelakaan kerja, sisa-sisa radioisotop yang berasal dari pencucian peralatan laboratorium dan maupun dari dekontaminasi pakaian kerja. Bahan pencemar tersebut dapat tercampur dengan air, tanah dan bahkan terserap oleh tanaman yang tumbuh di lingkungan PPTN Pasar Jumat dan sekitarnya.

Pemantauan tingkat radioaktivitas air ini dilakukan agar risiko pencemaran lingkungan akibat kegiatan pemanfaatan zat radioaktif oleh PPTN Pasar Jumat dapat diketahui lebih dini. Pemantauan ini dilaksanakan secara berkala pada sampel-sampel air kolam Iradiator Karet Alam (IRKA), air kran, air sumur, air hujan, dan air kali yang berlokasi di sekitar kawasan PPTN Pasar Jumat. Hasil pemantauan ini akan digunakan sebagai bahan informasi untuk mengambil tindakan pencegahan apabila diperlukan.

## **II. METODOLOGI**

### **II.1. Bahan**

Pada penelitian digunakan bahan sampel air yang terdiri dari air kolam IRKA, air kran, air hujan, air sumur dan air buangan (kali dan saluran atau got) yang diambil di sekitar lingkungan PPTN Pasar Jumat dan sekitarnya (Gambar 1).

### **II.2. Peralatan**

Pada penelitian digunakan alat pencacah level rendah (LBC) Camberra HT-1000 guna mencacah sampel lingkungan, timbangan analitik serta alat penunjang yaitu: botol plastik dilengkapi corong (volume 2 liter) guna menampung sampel air hujan, jerigen plastik (volume 20 liter), tambang dan gayung (plastik), planset, pinggan porselen (diameter 25 cm), serta lampu infra merah.

### **II.3. Waktu dan Lokasi Pengambilan Sampel**

Pengambilan sampel air dilakukan secara periodik setiap bulan dari bulan Januari – Desember tahun 2004. Lokasi pengambilan sampel yaitu di lingkungan PPTN Pasar Jumat dan sekitarnya, seperti terlihat pada Gambar 1.

### **II.4. Cara kerja**

#### **1. Preparasi Sampel**

Sebanyak 2.000 ml sampel air yang diambil dari setiap lokasi mula-mula diuapkan secara bertingkat dalam pinggan porselin berdiameter 25 cm<sup>[5]</sup>. Selanjutnya sisa penguapan berupa endapan dipindahkan ke dalam planset berdiameter 5 cm dan dikeringkan di bawah lampu infra merah. Setelah kering sampel ditimbang dan dicacah menggunakan alat pencacah level rendah.

## 2. Pengukuran Tingkat Radioaktivitas Alpha dan Beta

Sampel dalam plancet dicacah dengan menggunakan alat pencacah level rendah (LBC) Canberra HT-1000 yang telah dikalibrasi dan dihitung efisiensinya. Penghitungan tingkat radioaktivitas total alpha dan beta pada sampel air dihitung menggunakan rumus:

$$A = \frac{C}{E \times V} = \frac{\text{cps}}{\% \times \text{liter}}$$

Keterangan :

- A : Tingkat radioaktivitas total alpha atau beta (Bq/L)
- C : Laju cacah sampel yang telah dikoreksi dengan cacah latar belakang (cps)
- E : Efisiensi alat yang diperoleh dari persamaan kurva hubungan antara E dengan berat sampel yang dicacah (%)
- V : Volume sampel (liter).

### III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Tabel 1 menunjukkan hasil pengukuran tingkat radioaktivitas total alpha dalam air kran, air sumur, air hujan dan air kali pada pengambilan bulan Januari hingga Desember 2004. Tingkat radioaktivitas total alpha tertinggi  $0.321 \times 10^{-1}$  Bq/l diperoleh dari radius pengambilan 300 meter dari titik pusat. Sampel air tersebut merupakan air kran yang dilakukan pengambilan pada bulan Juni 2004.

Tabel 2 menunjukkan hasil pengukuran tingkat radioaktivitas total beta dalam air kran, air sumur, air hujan dan air kali pada pengambilan bulan Januari hingga Desember 2004. Tingkat radioaktivitas total beta tertinggi  $2.647 \times 10^{-1}$  Bq/l diperoleh dari radius pengambilan 200 meter dari titik pusat. Sampel air tersebut merupakan air kran yang dilakukan pengambilan pada bulan Agustus 2004.

Berdasarkan Keputusan BAPETEN No. 02/ Ka-BAPETEN/ V-99 tentang Baku Mutu Tingkat Radioaktivitas alpha dan beta di Lingkungan air ( $4 \times 10^{-2}$  Bq/l), maka nilai tersebut telah melebihi batas yang diijinkan. Berdasarkan Keputusan Menteri Kesehatan RI No. 907/ MENKES/ SK/ VII/ 2002 tentang Persyaratan dan Pengawasan Kualitas Air Minum untuk radioaktivitas total alpha (0,1 Bq/l) dan beta (1,0 Bq/l), maka untuk tingkat

radioaktivitas total alpha telah melebihi batasan yang diijinkan, sedangkan untuk tingkat radioaktivitas total beta masih di bawah batasan yang diijinkan.

#### **IV. KESIMPULAN DAN SARAN**

Berdasarkan hasil pengukuran, maka dapat disimpulkan bahwa tingkat radioaktivitas total alpha tertinggi diperoleh dari sampel air kran yang diambil pada radius pengambilan sampel 300 meter, pada periode pengambilan sampel Juni tahun 2004. Demikian pula, tingkat radioaktivitas total beta tertinggi diperoleh dari sampel air kran yang diambil di radius pengambilan sampel 200 meter, pada periode pengambilan sampel Agustus 2004.

Secara umum, tingkat radioaktivitas total alpha dan beta dalam sampel air kolam IRKA, air hujan, air kran, air sumur maupun air kali menunjukkan sangat bervariasi. Hal ini menunjukkan bahwa pengambilan sampel pada radius 100 hingga 500 meter dari titik pusat tidak memberikan informasi yang cukup jelas. Beberapa sampel air yang diambil pada bulan-bulan tertentu menunjukkan tingkat radioaktivitas total alpha ataupun beta yang relatif rendah dan nilainya lebih kecil dari tingkat radioaktivitas ketentuan dari BAPETEN dan DEPKES. Namun demikian, beberapa sampel air yang diambil pada bulan-bulan lainnya telah menunjukkan tingkat radioaktivitas total alpha ataupun beta yang melebihi dari batasan dari BAPETEN maupun DEPKES.

Berdasarkan hal tersebut di atas, maka disarankan untuk dilakukan penelitian lebih lanjut guna menindaklanjuti pemantauan lokasi, jenis kegiatan maupun jenis radionuklida yang menyebabkan kenaikan tingkat radioaktivitas alpha maupun beta pada sampel air tersebut.

#### **UCAPAN TERIMA KASIH.**

Penulis mengucapkan terima kasih kepada Bapak Drs. Syamsul Abbas Ras, M.Eng, Aang Suparman, Achdiyat, Yuni I. Fatonah, R. Supena, dan Riman Staf Subbidang Pengelolaan Limbah PATIR yang telah membantu terlaksananya kegiatan ini.

**DAFTAR PUSTAKA**

1. Surat Keputusan Kepala BATAN No. 166/KA/IV/2001 tentang Organisasi dan Tata Kerja BATAN, 2001
2. Puguh Martyasa dkk., Laporan Teknis Penelitian tahun 2004 Nomor kode : P3TIR/TIR.5/G-127/2004, PUSLITBANG TEKNOLOGI ISOTOP DAN RADIASI, P3TIR-BATAN, 2004
3. Keputusan Ka. BAPETEN Nomor 02/Ka-BAPETEN/V-99 tentang Baku Tingkat Radioaktivitas di Lingkungan, 1999
4. Keputusan Menteri Kesehatan RI Nomor 907/MENKES/SK/VII/2002 tentang Syarat dan Pengawasan Kualitas Air Minum, Depkes, 2002
5. PAAKKOLA, O., Sample Collection and Preparation of Samples P2PsJ/G-18/1975, Pusat Penelitian Pasar Jumat, BATAN, Jakarta, 1975

**Tanya – Jawab****1. Mulyono Hasyim (PTKMR-BATAN)****Pertanyaan:**

- a. Bagaimana cara menentukan MDA alat ?
- b. Detektor apa yang dipakai?

**Jawaban : Prihatiningsih (PATIR-BATAN)**

- a. MDA ditentukan dari:

Apabila dengan tingkat kepercayaan 95%:

$$MDA = \frac{4,66 \sqrt{N_B/t_B}}{\varepsilon}$$

Apabila dengan tingkat kepercayaan 68% :

$$MDA = \frac{2,33 \sqrt{N_B/t_B}}{\varepsilon}$$

Keterangan : MDA : Batas Deteksi Terendah

$N_B$  : Cacah latar (cps)

$t_B$  : Waktu Cacah (detik)

$\varepsilon$  : Efisiensi (%)

- b. Detektor yang dipakai adalah : Detektor Geiger Muller , dengan aliran gas argon methan.

**2. Penanya : Tyas Djuhariningrum (PPGN-BATAN)****Pertanyaan:**

Pada hasil penelitian dari sampel air terdapat radioaktivitas dibawah ambang batas.

Jika hasil sampel air diatas ambang batas, bagaimana mengatasinya?

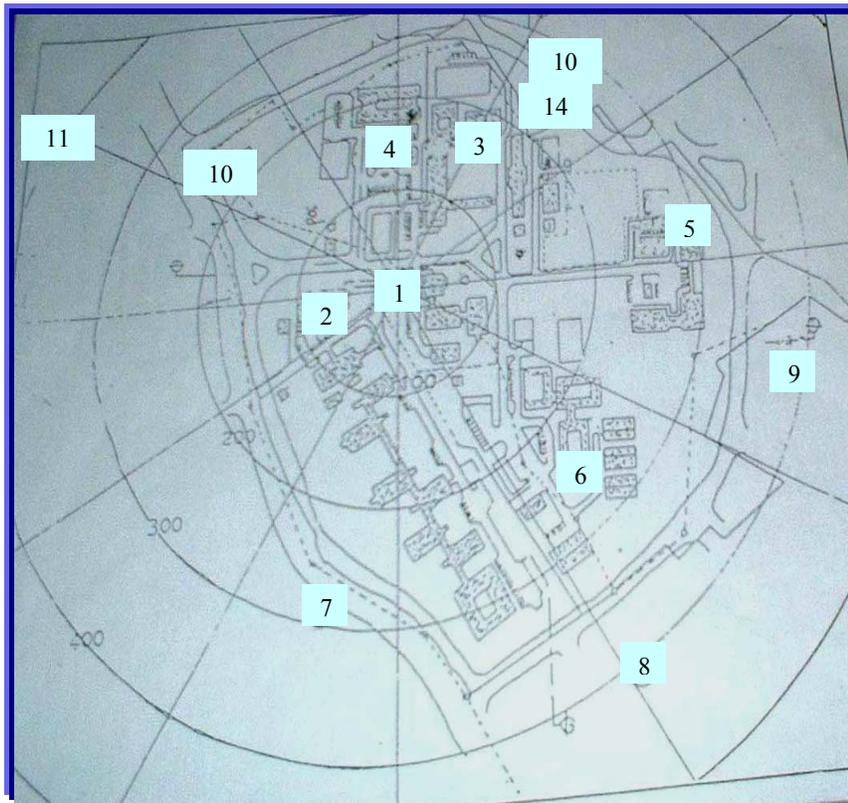
**Jawaban : Prihatiningsih (PATIR-BATAN)**

Langkah-langkah yang harus dilakukan:

- a. Melakukan pengukuran ulang, untuk memastikan bahwa cacahan diatas benar-benar berada diatas batas ambang.
- b. Bila cacahan ulang masih diatas batas ambang, maka dilaporkan ke Bidang atau Pusat yang bersangkutan
- c. Melakukan tindak lanjut untuk menurunkan tingkat radioaktivitas ditempat tersebut.

**3. Penanya : Widowati (PPGN-BATAN)**

Saran: Sebaiknya hasil analisa sampel air diberikan juga pada ruangan yang diambil airnya (dianalisa) agar si pemakai air di ruangan itu tahu apakah air diruangannya layak dikonsumsi atau tidak.



**Gambar 1. Peta Lokasi Pengambilan Sampel Air di Kawasan PPTN Pasar Jumat**

Keterangan :

- |                            |                                     |
|----------------------------|-------------------------------------|
| 1. Air Kolam IRKA          | 8. Air Sumur Bp. Marzuki            |
| 2. Air Kran PPGN           | 9. Air Kran Bp. Djali Ahimsa        |
| 3. Air Hujan Gd. Limbah    | 10. Air Sumur Bp. Kuding            |
| 4. Air Kran TU PATIR       | 11. Air Perm. PATIR                 |
| 5. Air Kran PTKMR          | 12. Air Kali Pesanggrahan           |
| 6. Air Kran Bid. Pertanian | 13. Air Sumur Bp. Brohim            |
| 7. Air Sumur RM. Padang    | 14. Air Selokan belakang Gd. Limbah |

Tabel 1. Tingkat Radioaktivitas Total Alpha dalam Contoh Air di Lingkungan PPTN Pasar Jumat Periode Januari – Desember 2004

No.	Lokasi Pengambilan	Radius (meter)	Tingkat aktivitas total alpha dalam air tahun 2004 (x 10 <sup>-1</sup> Bq/L)											
			Jan	Feb	Mar	Apr	Mei	Jun	Jul	Agt	Sept	Okt	Nov	Des
1	Air Kolam IRKA	100	0.028	0.015	0.045	0.040	0.088	0.006	0.011	0.011	0.006	0.030	0.026	0.039
2	Kran PPGN	100	0.000	0	0.01	0.045	0.111	0.140	ttd	0.036	0.140	ttd	0.002	0.055
3	Air Hujan Gd. Limbah	200	0.004	ttd	0.001	ttd	ttd	ttd	-	-	-	0.002	0.002	0.046
4	Air kran TU PATIR	200	0.013	0.005	ttd	ttd	ttd	0.036	0.032	0.032	0.036	0.031	ttd	ttd
5	Kran PTKMR	300	0.018	ttd	0.011	0.021	0.011	0.140	0.074	0.074	0.140	ttd	0.068	0.022
6	Kran Bidang Pertanian	300	ttd	0.001	ttd	ttd	0.261	<b>0.321</b>	0.045	0.045	0.011	0.002	0	ttd
7	Sumur RM Padang	300	0.036	ttd	ttd	0.007	0.064	ttd	ttd	ttd	ttd	0.026	0.014	0.009
8	Sumur Bapak Marzuki	400	0.007	0.007	0.007	0.026	0.059	0.071	0.106	0.106	0.071	0.005	0.047	ttd
9	Kran Bp. Djali Ahimsa	400	0.010	ttd	0.002	ttd	ttd	ttd	0.040	0.04	0.005	0.010	0.022	ttd
10	Sumur Sdr. Kuding	400	0.000	0.001	ttd	0.046	0.084	0.002	0.174	0.001	0.002	0.027	0.019	ttd
11	Kran Perm. PATIR	500	ttd	ttd	0.011	0.069	0.076	0.039	0.063	0.007	0.011	ttd	0.001	ttd
12	Kali Pesanggrahan	500	0.005	0.006	0.009	0.030	ttd	ttd	0.061	0.061	0.003	0.037	0.013	ttd
13	Sumur Sdr. Brohim	500	0.008	0.012	ttd	ttd	0.105	ttd	ttd	0.015	ttd	0.077	0.048	0.011
14	Selokan Bel Gd. Limbah	500	ttd	ttd	ttd	0.021	0.184	0.043	ttd	0.008	0.049	0.012	ttd	0.022

Catatan:

\*) Radius (meter ) diukur dari Iradiator Karet Alam (IRKA)

LLD Gross Alpha : 5.44 x 10<sup>-5</sup> Bq/L

Tabel 2. Tingkat Radioaktivitas Total Beta dalam Contoh Air di Lingkungan PPTN Pasar Jumat Periode Januari – Desember 2004

No.	Lokasi Pengambilan	Radius (meter)	Tingkat aktivitas total beta dalam air tahun 2004 ( $\times 10^{-1}$ Bq/L)											
			Jan	Feb	Mar	Apr	Mei	Jun	Jul	Agt	Sept	Okt	Nov	Des
1	Air Kolam IRKA	100	0.318	0.384	0.465	0.262	ttd	0.463	0.298	ttd	0.542	0.893	1.017	0.103
2	Kran PPGN	100	0.058	0.472	0.602	ttd	ttd	0.081	ttd	0.193	0.079	0.220	0.254	ttd
3	Air Hujan Gd. Limbah	200	0.637	0.632	0.749	0.875	0.68	ttd	-	-	-	0.392	1.022	0.693
4	Air kran TU PATIR	200	ttd	0.58	0.131	0.832	ttd	1.42	0.852	<b>2.647</b>	1.346	0.607	1.246	0.369
5	Kran PTKMR	300	1.090	0.547	0.613	ttd	ttd	0.402	ttd	0.216	0.372	0.008	0.199	1.613
6	Kran Bidang Pertanian	300	0.481	0.547	1.154	0.539	1.352	ttd	0.644	ttd	0.27	1.661	0.35	0.015
7	Sumur RM Padang	300	0.318	0.454	0.492	ttd	0.721	ttd	ttd	ttd	ttd	0.426	0.609	1.162
8	Sumur Bapak Marzuki	400	0.233	0.556	0.152	ttd	2.043	1.527	ttd	ttd	1.532	0.459	0.012	0.374
9	Kran Bp. Djali Ahimsa	400	0.437	0.513	0.562	0.805	1.005	ttd	0.867	ttd	ttd	0.951	ttd	1.033
10	Sumur Sdr. Kuding	400	0.426	0.328	0.452	0.735	0.587	ttd	0.926	ttd	ttd	1.080	1.149	0.704
11	Kran Perm. PATIR	500	0.388	0.342	0.526	ttd	ttd	ttd	ttd	ttd	ttd	0.332	0.712	0.5
12	Kali Pesanggrahan	500	0.087	0.673	0.279	1.681	0.041	1.806	1.921	0.223	2.496	2.285	1.69	1.507
13	Sumur Sdr. Brohim	500	0.474	0.303	0.474	0.684	0.373	ttd	0.787	0.941	ttd	0.966	0.777	1.078
14	Selokan Bel Gd. Limbah	500	0.453	0.299	0.538	1.070	1.105	ttd	1.301	1.519	0.1	0.480	ttd	1.261

Catatan:

\*) Radius (meter) diukur dari Iradiator Karet Alam (IRKA)

MDA Gross Beta :  $1.62 \times 10^{-4}$  Bq/L

## INTERKOMPARASI METODE MENGGUNAKAN SAMPEL IAEA CU-2006-03

Tommy Hutabarat  
PATIR – BATAN

### ABSTRAK.

INTERKOMPARASI METODE MENGGUNAKAN SAMPEL IAEA CU-2006-03. Interkomparasi laboratorium nuklir penting dilakukan untuk mendapatkan suatu pengakuan tentang unjuk kerja sarana dan prasarana yang dimiliki sehingga dalam aplikasinya akan dimanfaatkan oleh pihak yang memerlukan (*end user*). Telah dilakukan interkomparasi terhadap pengukuran sampel IAEA CU-2006-03 yang terdiri dari : tanah; rumput dan air. Dalam pengukuran ini digunakan standar sedimen IAEA-300 dan standar Zn-65 cair. Sebanyak 50 gram masing-masing sampel tanah dan rumput dan 500 gram sampel air diukur menggunakan spektrometri gama. Hasil pengukuran dibandingkan dengan nilai IAEA untuk menentukan tingkat akurasi dan presisi. Parameter keberhasilan suatu pengukuran jika tingkat akurasi dan presisi masuk dalam klasifikasi A (*acceptable*). Dari hasil pengukuran ketiga matrik sampel diperoleh bahwa nuklida K-40 dan Cs-137 dalam sampel rumput dan Cs-134 dalam sampel tanah berhasil diukur dengan baik dan masuk dalam klasifikasi *acceptable*.

Kata Kunci : Interkomparasi – sampel IAEA CU-2006-03

### ABSTRACT.

INTERCOMPARISON OF METHOD USING IAEA CU-2006-03 SAMPLES. The intercomparison of nuclear laboratory is necessary to conduct for obtaining justification of performance tool and infrastructure so that in its application will be useful by end user. The intercomparison against sample measurement of IAEA CU-2006-03 such as : soil; grass and water has been carried out. In this measurement was used the sediment standart of IAEA-300 and liquid standart of Zn-65. Amount of 50 gram soil sample and grass respectively and 500 gram water sample were measured using gamma spectrometry. The result compared with IAEA value for determining level of accuracy and precision. The measurement is successful if both for accuracy and precision are acceptable. Results of measurement from 3 samples obtained that nuclide K-40 and Cs-137 within grass sample and Cs-134 within soil were acceptable.

Key Word : Intercomparison – IAEA CU-2006-03 sample

---

**PENDAHULUAN**

Uji banding atau interkomparasi suatu laboratorium nuklir dapat dikatakan sebagai sarana komunikasi melalui penelitian yang bersifat kerja sama atau individu. Kegiatan ini sangat penting dilakukan untuk mendapatkan pengakuan tentang unjuk kerja sarana maupun prasarana yang dimiliki sehingga dalam aplikasinya akan termanfaatkan oleh pihak yang memerlukan (*end user*). Pada umumnya ujud dari kegiatan ini adalah melakukan pengukuran sampel tertentu sesuai dengan kondisi sarana ataupun prasarana laboratorium yang ada dan penggunaan metode serta analisis data hasil pengukuran.

Laboratorium Seibersdorf – IAEA merupakan laboratorium acuan untuk laboratorium yang ada di BATAN. Kredibilitas ini dimiliki karena didukung oleh sarana dan prasarana serta kemampuan ekonomi yang cukup tinggi. Dalam pelaksanaannya telah banyak kegiatan yang ditawarkan kepada pihak-pihak yang terkait dengan penelitian masalah lingkungan.

Bidang Kebumihan dan Lingkungan – Pusat Aplikasi Teknologi Isotop dan Radiasi (PATIR) mendapat tawaran dari laboratorium Seibersdorf – IAEA untuk mengikuti uji profisiensi pada penentuan radionuklida pemancar gama. Laboratorium spektrometri gama yang dimiliki bidang Kebumihan dan Lingkungan telah ikut berpartisipasi dengan mengukur sampel berupa tanah, rumput dan air. Tujuan dari partisipasi kegiatan ini adalah untuk mengetahui sejauh mana unjuk kerja alat yang ada dan sebagai acuan untuk mengevaluasi hasil kegiatan.

**TEORI.**

Pada umumnya analisis sampel menggunakan spektrometri gama adalah untuk menentukan aktifitas konsentrasi sampel dan ketidakpastian suatu hasil. Aktifitas konsentrasi (A) suatu nuklida pemancar gama dalam sampel dapat dihitung menggunakan rumus :

$$A_{\text{sampel}} = \frac{Cps_{\text{sampel}}}{Cps_{\text{standar}}} \times \frac{M_{\text{sampel}}}{M_{\text{standar}}} A_{\text{standar}} \quad (1)$$

dimana :

- $A_{\text{sampel}}$  = konsentrasi yang diperhatikan (Bq/kg)
- $Cps_{\text{sampel}}$  = luas puncak sampel / waktu cacah
- $Cps_{\text{standar}}$  = luas puncak standar / waktu cacah

$M_{\text{sampel}}$  = berat sampel (kg)

$M_{\text{standar}}$  = berat standar (kg)

Dalam pengukuran secara spektrometri gama banyak kesalahan yang perlu diperhatikan dan merupakan suatu koreksi yang harus diperhitungkan terhadap hasil akhir yaitu seperti : faktor koreksi untuk peluruhan nuklida dari saat pengumpulan sampel hingga mulai pengukuran, untuk peluruhan nuklida selama periode pencacahan, untuk atenuasi diri sampel yang diukur dibandingkan dengan sampel kalibras, untuk pulsa hilang selama pengukuran dan faktor koreksi koinsidensi. Masing-masing afaktor koreksi adalah sebagai berikut :

$$K_1 = \exp \left( - \frac{\text{Ln}2. \Delta t}{T_{1/2}} \right) \dots\dots\dots(2)$$

$$K_2 = \frac{\text{Ln}2. t_r}{\varepsilon(\mu, E)} (1 - \exp \left( - \frac{\text{Ln}2. t_r}{T_{1/2}} \right)) \dots\dots\dots(3)$$

$$K_3 = \frac{\varepsilon(\mu_{\text{ref}}, E)}{\varepsilon(\mu, E)} \dots\dots\dots(4)$$

$$K_4 = \exp (-2 R \tau) \dots\dots\dots(5)$$

$$K_5 = \frac{\varepsilon_{\text{ap}}(E)}{\varepsilon(E)} \dots\dots\dots(6)$$

Penentuan aktifitas konsentrasi suatu nuklida secara spektrometri gama merupakan fungsi dari beberapa komponen seperti efisiensi detektor, probabilitas emisi sinar gama, laju pencacahan dll (1) yang setiap komponen disebut *uncertainty*. Komponen – komponen *uncertainty* pada persamaan (1) adalah :

$u(K_1)$  = ketidakpastian  $K_1 = K_1 \cdot \Delta t. u(\lambda) \dots\dots\dots(7)$

$u(K_2)$  = ketidakpastian  $K_2 = \frac{1 - K_2 (1 + \lambda t_r)}{\lambda} u(\lambda) \dots\dots\dots(8)$

$u(K_3)$  = ketidakpastian atenuasi diri

$u(K_4)$  = ketidakpastian  $K_4$

$$= \sqrt{(2 R \exp (-2 R \tau))^2 \cdot u^2(\tau) + (2 \tau \exp (-2 R \tau))^2 \cdot u^2(R)} \dots\dots\dots(9)$$

$u(K_5)$  = ketidakpastian koinsidensi

- $u(\epsilon)$  = ketidakpastian efisiensi deteksi
- $u(\gamma)$  = ketidakpastian probabilitas emisi sinar gama
- $u(M_1)$  = ketidakpastian berat sampel
- $u(M_2)$  = ketidakpastian berat standar
- $u(N_1)$  = ketidakpastian pencacahan sampel
- $u(N_2)$  = ketidakpastian pencacahan standar

Ketidakpastian suatu pengukuran nuklida (A) juga merupakan gabungan setiap komponen *uncertainty* ( $u_g$ ) yang dapat ditulis sebagai berikut :

$$u_c(A)/A = \sqrt{u(M_1)^2/M_1 + u(M_2)^2/M_2 + u(N_1)^2/N_1 + u(N_2)^2/N_2 + u(\gamma)^2/\gamma + u(\epsilon)^2/\epsilon + u(K)^2/K} \dots (10)$$

dengan :

$$u(K)/K = \sqrt{u(K_1)^2/K_1 + u(K_2)^2/K_2 + u(K_3)^2/K_3 + u(K_4)^2/K_4 + u(K_5)^2/K_5}$$

dan  $K = K_1 \cdot K_2 \cdot K_3 \cdot K_4 \cdot K_5$

Langkah selanjutnya setelah penentuan konsentrasi aktifitas dan ketidakpastian suatu nuklida adalah mengevaluasi tingkat akurasi hasil pengukuran laboratorium dan dibandingkan dengan nilai IAEA dengan aturan yang ditetapkan oleh IAEA yaitu hasil pengukuran dapat diterima (*acceptable*) jika :  $A_1 \leq A_2$  dimana ,

$$A_1 = | \text{nilai}_{IAEA} - \text{nilai}_{lab} | \dots \dots \dots (11)$$

$$A_2 = 2,58 \times \sqrt{Unc_{IAEA}^2 + Unc_{lab}^2} \dots \dots \dots (12)$$

Sedangkan untuk evaluasi tingkat presisi hasil pengukuran digunakan estimator P yang dapat dihitung dengan formula :

$$P = \sqrt{(Unc_{IAEA} / \text{nilai}_{IAEA})^2 + (Unc_{lab} / \text{nilai}_{lab})^2} \times 100 \% \dots (13)$$

Nilai P pada setiap nuklida hasil pengukuran akan dapat diterima (*acceptable*) apabila  $P \leq ALP$  (*acceptance limit for precision*)

## BAHAN DAN METODE

### Bahan dan alat.

Bahan yang digunakan pada penelitian ini adalah sampel IAEA yang terdiri dari : tanah, rumput dan air. Untuk kalibrasi digunakan standar multi energi gama Eu-152, standar sedimen IAEA-300 dan standar air Zn-65 yang dibuat oleh reaktor serpong. Untuk operasional alat ukur digunakan nitrogen cair. Pada penelitian ini digunakan seperangkat alat spektrometri gama yang dilengkapi dengan detektor HPGE , *software Maestro*, timbangan digital, merineli dan air suling.

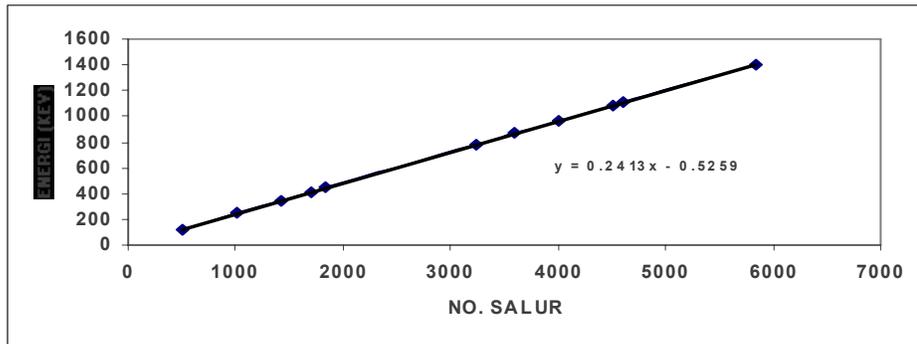
### Metode.

Sebelum pengukuran sampel tanah, rumput dan air, terlebih dahulu dilakukan kalibrasi yang meliputi : kalibrasi energi, efisiensi dan kalibrasi series untuk standar air. Pada kalibrasi energi digunakan standar Eu-152 dan untuk efisiensi digunakan standar sedimen IAEA-300. Untuk kalibrasi standar air, standar cair Zn-65 ditetaskan kedalam tabung merineli berisi 500 gram air suling dengan variasi konsentrasi yaitu 1,93584 Bq/500 gram; 9,6792 Bq/500 gram; 19,3584 Bq/500 gram; 96,792 Bq/500 gram dan 193,584 Bq/500 gram. Dengan perlakuan dan geometri yang sama pada saat kalibrasi, masing-masing sebanyak 50 gram sampel tanah dan rumput dimasukkan kedalam tabung *tupperware* dan sebanyak 500 gram sampel air dimasukkan kedalam tabung merineli. Setelah preparasi selesai dan unjuk alat hasil kalibrasi siap pakai maka dilanjutkan dengan pengukuran selama 20 jam untuk seluruh sampel menggunakan spektrometri gama.

## HASIL DAN PEMBAHASAN.

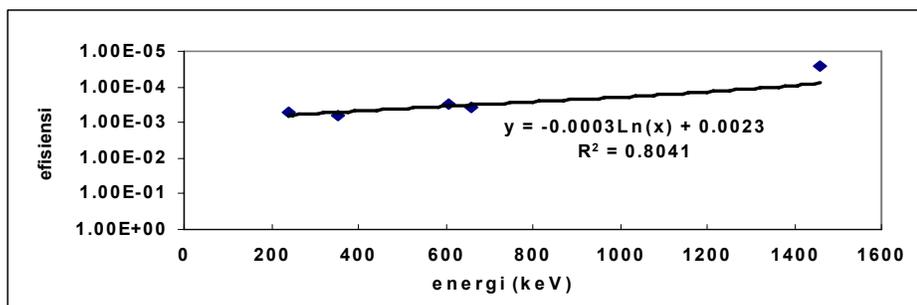
### 1. Kalibrasi Energi dan Efisiensi.

Pengukuran sampel dilakukan di laboratorium spektrometri gama bidang Kebumihan dan Lingkungan (KL)-PATIR. Pada pembahasan ini disampaikan hasil pengukuran sampel IAEA sebagai partisipasi dalam mengikuti profisiensi test pada penentuan radionuklida-radionuklida pemancar gama. Sebelum pengukuran dan analisis kuantitatif untuk penentuan nuklida pada sampel, terlebih dahulu dilakukan kalibrasi kestabilan alat meliputi kalibrasi tenaga dan kalibrasi efisiensi. Dari hasil kalibrasi tenaga menggunakan standar multi gama Eu-152 dengan berbagai puncak tenaga yang ada dan mengacu pada tabel isotop dari Erdtmann dan Soyka (2) diperoleh linieritas antara nomor salur dan tenaga dengan persamaan garis lurus  $Y = 0,2413 x - 0,5259$  (gambar 1)



Gambar 1. Kalibrasi energi standar multi gama Eu-152

Dalam kalibrasi efisiensi digunakan standar IAEA-300 yang disesuaikan dengan matrik IAEA yang akan diukur yaitu tanah dan rumput. Grafik kalibrasi efisiensi dapat dilihat pada gambar 2 dan diperoleh persamaan  $Y = -0,0003 \ln(x) + 0,0023$ .



Gambar 2. Kalibrasi efisiensi standar IAEA-300

## 2. Hasil pengukuran dan contoh penentuan aktifitas konsentrasi serta evaluasi ketidakpastian.

Dari hasil pencacahan nuklida K-40 dalam sampel rumput dan standar didapatkan masing-masing luas area ( $N_{\text{sampel}}$ ) = 1968 dengan waktu cacah = 80636 detik dan ( $N_{\text{standar}}$ ) = 1898 dengan waktu cacah 75768 detik. Pada pengukuran ini berat sampel dan standar yang digunakan adalah 50 gram dan aktifitas standar 1059 Bq/kg. Kemudian dengan memasukkan semua nilai pengukuran kedalam persamaan (1) didapatkan nilai  $A = 1004,61$  Bq/kg. Faktor penting lainnya yang dapat memberikan kontribusi terhadap hasil akhir yaitu ketidakpastian pengukuran yang dihitung menggunakan persamaan (2-10) dan didapat nilai  $u(A) = 142,19$  Bq/kg. Dengan cara yang sama dapat ditentukan nuklida lainnya pada sampel yang berbeda.

Hasil pengukuran sampel IAEA berupa tanah, rumput dan air dapat dilihat pada tabel 1,2 dan 3. Pada pengukuran setiap nuklida (*analyte*) juga disertakan nilai ketidakpastian (*uncertainty*) yaitu semua faktor yang dapat memberikan kontribusi

kesalahan terhadap hasil akhir pengukuran. Pada sampel tanah dan air terdapat 8 buah nuklida, sedangkan pada sampel rumput hanya 2 nuklida. Penentuan aktifitas konsentrasi nuklida dan ketidakpastian pada ketiga matrik dihitung menggunakan persamaan (1) dan (2-10). Dari hasil pengukuran pada sampel tanah (tabel 1) diperoleh konsentrasi nuklida Mn-54; Co-60; Zn-65; Cs-134 dan Cs-137 yang lebih besar dari nilai konsentrasi yang sebenarnya (IAEA).

Tabel 1. Data aktifitas konsentrasi sampel tanah (Soil-1 – IAEA)

Nuklida	IAEA		Laboratorium		Z score	Rasio Lab/IAEA
	Kons (Bq/kg)	Unc (Bq/kg)	Kons (Bq/kg)	Unc (Bq/kg)		
Mn-54	48	0,98	67,65	5,72	4,09	1,41
Co-60	56,1	1,37	90,46	9,33	6,12	1,61
Zn-65	77,6	2,54	96,04	20,23	2,38	1,24
Cd-109	177,6	8,4	Tidak diukur			
Cs-134	64,2	1,87	68,69	8,69	0,70	1,07
Cs-137	52,6	1,08	84,89	8,77	6,14	1,61
Pb-210	259,5	12,53	Tidak diukur			
Am-241	96,6	2,78	Tidak diukur			

Lanjutan tabel 1.

Nuklida	A1	A2	Akurasi	P (%)	Presisi	Hasil Akhir	ALP IAEA (%)
Mn-54	19,65	14,97	N	8,70	A	N	15
Co-60	34,36	24,33	N	10,60	A	N	15
Zn-65	18,44	52,60	A	21,32	N	N	15
Cd-109	Tidak diukur						
Cs-134	4,49	22,93	A	12,98	A	A	15
Cs-137	32,29	22,80	N	10,53	A	N	15
Pb-210	Tidak diukur						
Am-241	Tidak diukur						

Untuk nuklida lainnya tidak diukur karena keterbatasan alat ukur yang tidak mampu mencacah nuklida dengan energi dibawah 100 keV. Evaluasi parameter akurasi (*trueness*) dengan klasifikasi A (*acceptable*) atau N (*not acceptable*) dihitung menggunakan persamaan (11) dan (12) dan parameter presisi menggunakan estimator P dihitung menggunakan persamaan (13) dengan klasifikasi yang sama dengan parameter akurasi.

Dari evaluasi pada sampel tanah diperoleh hasil akhir untuk nuklida Cs-134 dengan klasifikasi A yang diartikan bahwa hasil pengukuran masuk dalam kisaran nilai IAEA. Nilai ini didukung dengan ratio perbandingan nilai laboratorium terhadap nilai IAEA yang

mendekati 1 yaitu sebesar 1,07. Namun hasil ini tidak diikuti oleh nuklida lain karena salah satu (akurasi atau presisi) atau keduanya dari persyaratan yang ditentukan oleh IAEA tidak terpenuhi. Klasifikasi nilai akurasi pada nuklida Mn-54, Co-60 dan Cs-137 adalah N (*not acceptable*) atau  $A_1 > A_2$ ) sehingga tidak memenuhi persyaratan IAEA. Apabila mengacu pada persamaan (11) dan (12), penolakan dapat disebabkan oleh cacah latar belakang yang terlalu tinggi dan efisiensi yang kurang baik. Demikian juga pada nuklida Zn-65 diperoleh nilai  $P > ALP$  dan tidak memenuhi persyaratan IAEA yaitu  $P \leq ALP$  sehingga terjadi penolakan pada presisi. Hal ini disebabkan oleh pengukuran Zn-65 yang kurang akurat sehingga berdampak pada nilai ketidakpastian cukup tinggi yaitu sebesar 20,33 Bq/kg atau sekitar 21 %.

Hasil pengukuran pada sampel rumput konsentrasi Cs-137 dan K-40 lebih kecil dari nilai IAEA (tabel 2).

Tabel 2. Data aktifitas konsentrasi sampel rumput (grass-2-IAEA)

Nuklida	IAEA		Laboratorium		Z score	Rasio Lab/IAEA
	Kons (Bq/kg)	Unc (Bq/kg)	Kons (Bq/kg)	Unc (Bq/kg)		
Mn-54	1059	28	1004,6	142,19	-0,51	0,95
C0-60	11320	185	9255,7	956,63	-1,82	0,82

Lanjutan tabel 2.

Nuklida	A1	A2	Akurasi	P (%)	Presisi	Hasil Akhir	ALP IAEA (%)
Mn-54	54,39	373,9	A	14,4	A	<b>A</b>	15
C0-60	2064,21	2513,83	A	10,46	A	<b>A</b>	15

Dari hasil evaluasi menggunakan klasifikasi nilai akurasi dan presisi yang sama pada sampel tanah diperoleh nilai akurasi A (*acceptable* atau  $A_1 < A_2$ ) untuk nuklida K-40 dan Cs-137. Untuk klasifikasi nilai presisi diperoleh nilai  $P < ALP$  pada masing-masing nuklida K-40 dan Cs-137. Dengan demikian diperoleh hasil akhir dengan klasifikasi A dan masuk dalam kisaran nilai IAEA. Hal ini juga didukung oleh ratio perbandingan nilai laboratorium dengan nilai IAEA yaitu sebesar 0,95 dan 0,82.

Selain sampel tanah dan rumput juga dilakukan pengukuran sampel air. Namun pada sampel air terdapat kendala yaitu tidak tersedianya standar yang representatif. Dari hasil pengukuran sampel air diperoleh konsentrasi Zn-65 yang kurang memuaskan yaitu sekitar 250 % lebih tinggi dari nilai IAEA (tabel 3).

Tabel 3. Data aktifitas konsentrasi sampel air (Water-3-IAEA)

Nuklida	IAEA		Laboratorium		Z score	Rasio Lab/IAEA
	Kons (Bq/kg)	Unc (Bq/kg)	Kons (Bq/kg)	Unc (Bq/kg)		
Mn-54	4,89	0,017	Tidak diukur			
C0-60	5,8	0,04	Tidak diukur			
Zn-65	7,27	0,075	19,05	4,49	16,20	2,62
Cd-109	19,62	0,1	Tidak diukur			
Cs-134	13,03	0,1	Tidak diukur			
Cs-137	16,72	0,08	Tidak diukur			
Pb-210	9,55	0,15	Tidak diukur			
Am-241	3,66	0,023	Tidak diukur			

Lanjutan tabel 3.

Nuklida	A1	A2	Akurasi	P (%)	Presisi	Hasil Akhir	ALP IAEA (%)
Mn-54	Tidak diukur						
C0-60	Tidak diukur						
Zn-65	11,78	11,59	N	23,59	N	N	10
Cd-109	Tidak diukur						
Cs-134	Tidak diukur						
Cs-137	Tidak diukur						
Pb-210	Tidak diukur						
Am-241	Tidak diukur						

Hasil ini ditunjukkan oleh nilai akurasi dan nilai presisi yang masuk dalam klasifikasi N (not acceptable) yaitu  $A_2 > A_1$  dan  $P > ALP$  serta ratio perbandingan nilai laboratorium dengan nilai IAEA yang sangat tinggi yaitu sebesar 2,62.

Dari 3 matrik sampel yang ditawarkan oleh IAEA, laboratorium spektrometri gama bidang Kebumihan dan Lingkungan telah berhasil mengukur 3 nuklida yaitu Cs-134 pada matrik tanah juga Cs-137 dan K-40 pada matrik rumput dan masuk dalam kisaran laboratorium IAEA. Keberhasilan pengukuran sampel lingkungan dengan konsentrasi yang sangat kecil sangat tergantung pada metode dan standar yang digunakan serta unjuk kerja alat itu sendiri.

## KESIMPULAN.

Dari hasil pengukuran dan evaluasi analisis aktifitas konsentrasi dapat disimpulkan beberapa hal sebagai berikut :

1. Dari 8 nuklida alam pemancar gama pada sampel tanah terdapat 5 nuklida yang dapat dideteksi yaitu Mn-54, Co-60, Zn-65, Cs-134 dan Cs-137, namun hanya nuklida Cs-134 yang masuk dalam kisaran nilai IAEA yaitu dengan klasifikasi A (*acceptable*). Sedangkan nuklida Cd-109, Pb-210 dan Am-241 tidak terukur yang dikarenakan ketidakmampuan detektor HPGE G 1020 jenis coaxial untuk mendeteksi energi rendah dibawah 100 keV.
2. Nuklida K-40 dan Cs-137 pada sampel rumput dapat dideteksi dan masuk dalam kisaran nilai IAEA dengan klasifikasi *acceptable*.
3. Pengukuran pada sampel air kurang memuaskan hal ini lebih disebabkan oleh tidak tersedianya standar yang representatif.
4. Laboratorium spektrometri gama bidang Kebumihan dan Lingkungan –PATIR telah ikut berpartisipasi dalam uji kemampuan yang ditawarkan oleh IAEA dan hasilnya dapat dipertanggung jawabkan.

## DAFTAR PUSTAKA.

1. BAMBYNEK W., Uncertainty Assignment in Radionuclide Metrology, Pro of the first International summer School La Rabida, Huelva, Spain, M. Garcia Leon, G. Madurga, Editors World Scientific, New-Jersey (1987).
2. ERTMANN, and SOYKA.E.,1979 “The gamma Rays of the Radionuclides”, New York.
3. Quantifying Uncertainty in Nuclear analytical Measurements, TECDOC-1401, International Atomic Energy Agency, Vienna, 2004.
4. ISO 5725 (E),’ Accuracy (trueness and precision) of Measurement Methods And Results’, International Organization for Standardization, Geneva, 1994