

ISSN : 1410 - 5381

PROSIDING

PERTEMUAN DAN PRESENTASI ILMIAH FUNGSIONAL TEKNIS NON PENELITI Banten, 19 Desember 2006



dengan tema :

**"Peningkatan Penguasaan IPTEK Nuklir
Bagi Tenaga Fungsional pada Instalasi Nuklir"**

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

2006

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 “Peningkatan Penguasaan Iptek Nuklir Bagi Tenaga Fungsional pada Instalasi Nuklir.

Presentasi Ilmiah kali ini disajikan sebanyak 41 makalah, 2 makalah utama disajikan dalam Sidang Pleno oleh Pembicara Undangan, 13 makalah disajikan secara oral dan 26 makalah disajikan secara poster.

Makalah Undangan :

1. BSDM – BATAN : 1 makalah
2. PTKMR-BATAN : 1 makalah

Makalah Oral :

1. PRR – BATAN : 1 makalah
2. PATIR – BATAN : 1 makalah
3. PTKMR-BATAN : 11 makalah

Makalah Poster :

1. PRR – BATAN : 1 makalah
2. PATIR – BATAN : 4 makalah
3. PTKMR-BATAN : 21 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.

Banten, 19 Desember 2006
Panitia Penyelenggara

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

SK No : 47/KMR/XII/06



I. PENGARAH

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

II. PENYELENGGARA

Ketua : Asep Setiawan, S.Si
Wakil Ketua : Wijono, ST
Sekretariat : Eni Suswanti, A.Md
Bendahara : Sri Sardini

Seksi-seksi :

 Persaidangan : 1. Elistina, A.Md
2. Sukijo
 Dokumentasi : Suratna
 Perlengkapan : Holnisar
 Konsumsi : Sri Insani WW

III. EDITOR DAN PENILAI MAKALAH

Ketua : Drs. Nurman Rajagukguk
Wakil Ketua : dr. Fadil Natsir, Sp.KN
Anggota : Dra. Zubaedah Alatas, M.Sc
Dr. Johannes R. Dumais
Dra. C. Tuti Budiantari
Drs. Gatot Wurdiantoro
Dra. Nazaroh

DAFTAR ISI

<u>KATA PENGANTAR DAN SUSUNAN PANITIA</u>	<i>i</i>
<u>DAFTAR ISI</u>	<i>ii</i>
<u>MAKALAH UNDANGAN :</u>	
1. Pembinaan Jabatan Fungsional dalam Menunjang Tusi Puslitbang <i>Drs. Soekarno Suyudi</i> Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi – BATAN	<i>1</i>
2. Pembinaan Jabatan Fungsional Non Peneliti <i>Tyn Isprianto, SH</i> Biro Sumber Daya Manusia - BATAN	<i>10</i>
<u>MAKALAH ORAL :</u>	
1. Pemeriksaan Hematologi pada Pekerja Radiasi <i>Tur Rahardjo dan Siti Nurhayati</i> PTKMR – BATAN	<i>22</i>
2. Pemeriksaan Aberasi Kromosom Tak Stabil pada Sel Limfosit Pekerja Radiasi <i>Maselli Lubis dan Iwiq Indrawati</i> PTKMR – BATAN	<i>32</i>
3. Pengukuran Kualitas Berkas Radiasi Pesawat Sinar-X Mamo- Grafik untuk Jaminan Kualitas <i>Dyah Dwi Kusumawati</i> PTKMR – BATAN	<i>42</i>
4. Deteksi Dini Hipotiroid Kongenital di Nusa Tenggara Barat <i>Kristina Dwi Purwanti, Susyati, Sri Insani WW dan Irma S Hapsari</i> PTKMR – BATAN	<i>50</i>
5. Interkomparasi Dosis Serap Air antara Dosimeter Farmer dan Dosimeter PTW Unidos untuk Sumber Radiasi Terapi ^{60}Co menggunakan protokol IAEA TRS No.398 <i>Sri Inang Sunaryati</i> PTKMR – BATAN	<i>60</i>
6. Penentuan Faktor Kalibrasi ^{131}I pada Dose Calibrator Victoreen <i>Rosdiani dan Wijono</i> PTKMR – BATAN	<i>68</i>

-
7. Kalibrasi Monitor Area di Reaktor Kartini Yogyakarta
Agung Nugroho 79
PTKMR – BATAN
 8. Preparasi ^{99m}Tc –Human Immunoglobulin G yang akan digunakan
Sebagai preparat Penatah Infeksi /Inflamasi
Laksmi A, Widyastuti W, Sri Setyawati, Maskur, Agus A dan Gina M 84
PRR – BATAN
 9. Pengukuran Konsentrasi ^{228}Th , ^{226}Ra , ^{228}Ra dan ^{40}K dalam
Pasir Besi di Tambang Pasir Besi Cipatujah – Tasikmalaya
Asep Setiawan dan Wahyudi 93
PTKMR – BATAN
 10. Dosimeter CASO4:DY Buatan Barc sebagai Pemantau Dosis
Radiasi Perorangan Hp (10)
Rofiq Syaifudin, Nina Herlina dan Bambang Supriyanto 103
PTKMR – BATAN
 11. Penentuan Volume Urin 24 Jam Berdasarkan Kadar Kreatinin
dalam Urine
Elistina 110
PTKMR – BATAN
 12. Pengujian Kebocoran Bungkus Sumber Radioaktif Tertutup
di Pabrik *Olefin* di Cilegon
Wahyudi dan Untung Pujiono 123
PTKMR - BATAN
 13. Aplikasi Iradiasi Gamma Pada Daya Simpan Baby Corn
(*Zea Mays*) Segar
Dewie Sekar Pangerteni 134
PATIR - BATAN

MAKALAH POSTER :

1. Pengukuran Awal Paparan Radiasi Gamma Pada
Beberapa Lokasi Di Pulau Bangka
Tur Rahardjo, Asep Warsona dan Wahyudi 148
PTKMR – BATAN
2. Terimaan Dosis Radiasi Dalam Kegiatan Foto Thorak Pada Pasien Anak
Helvi Yulianti dan Dyah Dwi Kusumawati 155
PTKMR – BATAN

3. Uji Saring Hipotiroid Kongenital Melalui Kadar Neo-TSH Dengan Teknik IRMA
Sri InsaniWW, Susyati, Kristina DP dan Melyani 165
PTKMR – BATAN

4. Penentuan Dosis Serap Berkas Elektron Energi Nominal 4 MeV Menggunakan Detektor Keping Sejajar di Dalam Fantom Air
Agung Nugroho dan Nurman Rajagukguk 173
PTKMR – BATAN

5. Pembuatan Radioisotop Gadolinium-153 dengan Sasaran Gd₂O₃ Melalui Reaksi Aktivasi Neutron
HotmanLubis, Herlina, Sriyono dan Abidin 182
PRR – BATAN

6. Dosimetri Awal Pesawat Terapi ⁶⁰Co Alcyon II P1/213A311cGr
Dani 190
PTKMR – BATAN

7. Pengukuran Luaran Pesawat Teleterapi ⁶⁰Co Alcyon II di Rumah Sakit Dr. M. Jamil
Eni Suswantini 202
PTKMR – BATAN

8. Penentuan Respon Detektor NE MK 7 NMR Terhadap Sumber Neutron ²⁵²Cf
Nurman Rajagukguk 208
PTKMR – BATAN

9. Kalibrasi Alat Ukur Kontaminasi Permukaan β(γ) Dengan Detektor Geiger Muller Terhadap Sumber Radiasi Standar
C. Tuti Budiantari 218
PTKMR – BATAN

10. Uji Kestabilan Pencacah Radiasi Dose Calibrator
Holnisar dan Agung Agusbudiman 228
PTKMR – BATAN

11. Kalibrasi Energi dan Egisiensi Detektor HPGe Model GC1018 Pada Rentang Energi 121 sampai 1408 keV dengan Sumber Standar Eu-152 LMRI
Wijono dan Rosdiani 237
PTKMR – BATAN

-
12. Pembuatan Sistem Kontrol Sumber Radiasi Neutron
di Laboratorium Kalibrasi Neutron PTKMR BATAN
Edi Praptanto 249
PTKMR – BATAN
 13. Pengukuran Laju Dosis Ekuivalen Kerja di Beberapa Lokasi
di Kawasan Tambang Tembaga - NTB
Asep Setiawan 259
PTKMR – BATAN
 14. Konsentrasi Radionuklida Alam (^{228}Th , ^{226}Ra dan ^{40}K)
dalam Beras dari Beberapa Daerah di Jawa Barat
Emlinarti dan Asep Warsona 265
PTKMR – BATAN
 15. Pemetaan Kadar ^{137}Cs , ^{90}Sr , dan Beta Total dalam Air Hujan
di Indonesia
Yurfida, Kusdiana dan Sutarman 275
PTKMR – BATAN
 16. Pengukuran Kontaminasi Permukaan dan Laju Paparan Radiasi
di RSUD dr. Soetomo Surabaya
Muji Wiyono 291
PTKMR – BATAN
 17. Studi Kesehatan Pada Pekerja Radiasi Badan Tenaga Nuklir Nasional
Sri Sardini, Elistina, Kasirah dan Tiin Prihatin 302
PTKMR – BATAN
 18. Penentuan Kurva Kalibrasi Efisiensi Sistem Pencacah α/β Terhadap
Sumber Standar ^{90}Sr Dari Matrik Residu air Kran
Tutik Indiyati 313
PTKMR – BATAN
 19. Uji Banding Dosimeter Perorangan Film Untuk Deteksi
Radiasi Gamma Dari Sumber Radiasi ^{137}Cs
Nina Herlina, C. Tuti Budiantari, Otto P.R. dan Tuyono 320
PTKMR – BATAN
 20. Penentuan ^{90}Sr Dalam Minyak Kelapa Sawit
Yurfida 331
PTKMR – BATAN
-

-
- | | |
|---|-----|
| 21. Teknik Sampling dan Penentuan Umur 14C Air Tanah
<i>Neneng Laksmiingpuri R.</i>
<i>PATIR – BATAN</i> | 337 |
| 22. Pola Konsentrasi Progesteron Pada Sapi Perah
Setelah Inseminasi Buatan
<i>Nuniek Lelananingtias</i>
<i>PATIR – BATAN</i> | 353 |
| 23. Aplikasi Pb-210 Jatuhan Untuk Estimasi Erosi Pada Tanah Olah
<i>Tommy Hutabarat</i>
<i>PATIR – BATAN</i> | 359 |
| 24. Studi Pergerakan Air Tanah Dengan Teknik Sumur Tunggal
Menggunakan Radioisotop 131I Daerah TPA Bantar Gebang Bekasi
Pada Musim Hujan
<i>Darman dan Neneng Laksmiingpuri</i>
<i>PTKMR – BATAN</i> | 368 |
| 25. Penentuan Konsentrasi ^{228}Th , ^{226}Ra , ^{228}Ra dan ^{40}K Dalam Sampel NORM
Pada Industri Minyak dan Gas Alam di Indonesia
<i>Wahyudi dan Muji Wiyono</i>
<i>PTKMR – BATAN</i> | 381 |
| 26. Renovasi Personal Computer Analyzer II (PCA II)
Untuk Pengukuran Aktivitas Radionuklida
<i>Sukijo</i>
<i>PTKMR – BATAN</i> | 393 |
-

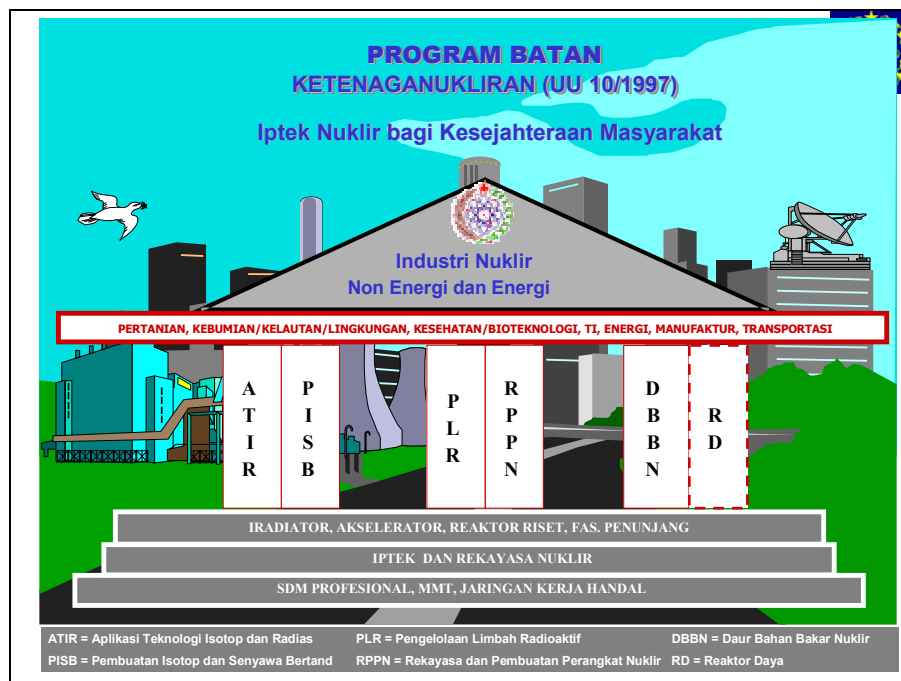


**PERTEMUAN & PRESENTASI ILMIAH FUNGSIONAL TEKNIS
NON PENELITI**
Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi
Banten, 19 Desember 2006

**PEMBINAAN JABATAN FUNGSIONAL
DALAM MENUNJANG TUSI PUSLITBANG**

Soekarno Suyudi
Pranata Nuklir Utama

BADAN TENAGA NUKLIR NASIONAL (BATAN)



UU No 8 THN 1974/ UU No 43 TH 1999



- Pasal 17 Ayat 1:
Pegawai Negeri Sipil (PNS) diangkat dalam jabatan dan pangkat tertentu.
- Pasal 17 Ayat 2:
Pengangkatan PNS dalam suatu jabatan dilaksanakan berdasarkan prinsip profesionalisme sesuai dengan kompetensi, prestasi kerja, dan jenjang pangkat yang ditetapkan untuk jabatan itu serta syarat obyektif lainnya tanpa membedakan jenis kelamin, suku, agama, ras, atau golongan.

BIDANG KOMPETENSI BATAN

SK KaBATAN Nomor: 016/KA/I/2004



1. Isotop dan Radiasi
2. Bahan Bakar Nuklir dan Bahan Nuklir
3. Instalasi dan Instrumentasi Nuklir
4. Reaktor dan Energi Nuklir
5. Keselamatan Nuklir dan Radiasi
6. Penunjang

DELAPAN KELOMPOK BIDANG APLIKASI ISOTOP DAN RADIASI



- 1. Proses Radioisotop**
- 2. Proses Senyawa Bertanda**
- 3. Pertanian**
- 4. Peternakan**
- 5. Kesehatan**
- 6. Industri**
- 7. Sumber Daya Alam**
- 8. Lingkungan**

TUJUH KELOMPOK BIDANG KESELAMATAN NUKLIR DAN RADIASI



1. Keselamatan Instalasi
2. Keselamatan Nuklir
3. Keselamatan Radiasi
4. Metrologi Radiasi
5. Keselamatan Lingkungan
6. Seifgard
7. Inspeksi Keselamatan

PEMBINAAN SDM BERBASIS KOMPETENSI



- **KOMPETENSI:**

Kemampuan dan karakteristik yang dimiliki oleh seorang PNS berupa pengetahuan, keterampilan, dan sikap perilaku yang diperlukan sehingga PNS tsb dapat melaksanakan tugasnya secara profesional, efektif, dan efisien.

Kerangka Konseptual

PENATAAN KEPEGAWAIAN BERBASIS KOMPETENSI





- **JABATAN STRUKTURAL:**

Kedudukan yang menunjukkan tugas, tanggung jawab, wewenang dan hak seseorang PNS dalam rangka memimpin suatu satuan organisasi.

- **JABATAN FUNGSIONAL:**

Kedudukan yang menunjukkan tugas, tanggung jawab, wewenang dan hak seseorang PNS dalam satu satuan organisasi yang dalam pelaksanaan tugasnya didasarkan pada keahlian dan/atau keterampilan tertentu serta bersifat mandiri.



PEMBINAAN PRANATA NUKLIR Umum

- **Tanggungjawab individual:**

peningkatan kemampuan/penguasaan teknis, motivasi diri dan kedisiplinan diri.

- **Tanggungjawab institusional:**

definisi tugas-fungsi-tanggungjawab-kewenangan, pemberian koridor kerja, pemberian kesempatan peningkatan kemampuan akademik dan keterampilan serta pemberian aktualisasi.

PEMBINAAN PRANATA NUKLIR Perlunya Diklat



- ☀ Setiap jabatan memiliki persyaratan profesionalisme.
- ☀ Kesenjangan antara persyaratan dan kemampuan yang dimiliki perlu ditanggulangi dengan pendidikan (formal/nonformal).
- ☀ Perlu adanya diklat penjenjangan fungsional dan diklat teknis lain.

PEMBINAAN SDM BATAN:



- ☀ Pemanfaatan jejaring kerja sama institusi pendidikan dan pelatihan
- ☀ Pembinaan oleh atasan langsung, melalui diklat teknis, diklat fungsional
- ☀ Pengikutsertaan dalam *joint research*/seminar di dalam/luar negeri

Peningkatan Keahlian dan Keterampilan Melalui Diklat



Langkah yang dapat ditempuh:

1. Identifikasi kegiatan di unit kerja yang memiliki potensi mengganggu, dan juga sebaliknya yaitu kegiatan yang mampu membantu.
2. Dilakukan pengkajian terhadap personil atau sumberdaya manusia yang terlibat dalam kegiatan tersebut, kekuatan dan kelemahan mereka.
3. Disusun program Peningkatan Keterampilan dan Keahlian SDM secara berkesinambungan sesuai kompetensi yang dibutuhkan.

- Langkah tsb perlu untuk mengetahui di bagian mana dari kegiatan yang membutuhkan peningkatan kompetensi.
- Indikatornya adalah produk dari kegiatan tersebut tidak sesuai standar yang dapat berdampak negatif.
- Pelatihan yang sifatnya insidental dan tidak berada dalam satu kerangka peningkatan kompetensi akan sia-sia, sebab dampak pelatihan seperti itu berumur pendek dan mudah dilupakan.



PEMBINAAN PRANATA NUKLIR Perlunya Diklat



CONTOH PERSYARATAN PRIBADI SUPERVISOR/PENYELIA

- Semangat kerja tinggi dan stabil
- Mampu memotivasi orang lain
- Mampu menghargai rekan kerja
- Peka terhadap orang lain dan perub. Situasi
- Menguasai pengetahuan teknis

PEMBINAAN PRANATA NUKLIR Perlunya Diklat



CONTOH PERSYARATAKEMAMPUAN SUPERVISOR/PENYELIA:

- Kemampuan teknis.
- Kemampuan hubungan antar manusia.
- Kemampuan administratif.
- Kemampuan memutuskan.
- Kemampuan mengatasi permasalahan

BEBERAPA CATATAN :



- Kendala terjadi apabila tidak ada pembinaan secara efektif
- Penugasan pejabat di tempat yang salah/tidak sesuai
- Jenjang kerja di lapangan belum sesuai dgn jenjang Pranata Nuklir
- Unsur/Sub Unsur/Kegiatan dlm pengajuan baru sering tidak sesuai
- Keengganan membuat perintah kerja (oleh pemberi tugas) dan membuat laporan kemajuannya (oleh pejabat Pranuk)
- Beretika Kepranatanukliran perlu digalakkan
- Revisi Ketentuan berkaitan dgn Kepranatanukliran perlu segera direalisasikan

PEMBINAAN JABATAN FUNSIONAL NON PENELITI

Tyn Isprianti
BSDM - BATAN

I. DASAR

1. Kelancaran penyelenggaraan tugas pemerintahan dan pembangunan nasional tergantung pada kesempurnaan aparatur Negara khususnya Pegawai Negeri, sehingga dalam rangka mencapai tujuan pembangunan nasional yaitu mewujudkan masyarakat madani yang taat hukum, berperadaban modern, demokratis, makmur, adil, dan bermoral tinggi, diperlukan Pegawai Negeri yang merupakan unsur aparatur Negara yang bertugas sebagai abdi masyarakat yang harus menyelenggarakan pelayanan secara adil dan merata kepada masyarakat dengan dilandasi kesetiaan, dan ketaatan kepada Pancasila dan UUD 1945.
2. Pegawai Negeri berkewajiban untuk tetap menjaga persatuan dan kesatuan bangsa dan harus melaksanakan tugasnya secara profesional dan bertanggung jawab dalam menyelenggarakan tugas pemerintahan dan pembangunan, serta bersih dan bebas dari korupsi, kolusi, dan nepotisme.
3. Pembinaan PNS berdasarkan perpaduan sistem prestasi kerja dan sistem karier yang dititikberatkan pada sistem prestasi kerja, sehingga memberi peluang kepada PNS yang berprestasi tinggi untuk meningkatkan kemampuannya secara professional dan berkompetisi secara sehat.

II. KEBIJAKAN PEMBINAAN PEGAWAI

1. Diarahkan untuk menjamin penyelenggaraan tugas-tugas pemerintahan dan pembangunan secara berdayaguna dan berhasil guna.
2. Untuk meningkatkan mutu dan keterampilan serta memupuk kegairahan bekerja sehingga dapat menjamin terwujudnya kesempatan berpartisipasi dalam melaksanakan pembangunan secara menyeluruh.
3. Diarahkan kepada terwujudnya suatu komposisi pegawai baik dalam bentuk jumlah maupun mutu yang memadai, serasi dan harmonis, sehingga mampu menghasilkan kerja secara optimal.
4. Diarahkan kepada terwujudnya pegawai-pegawai yang setia dan taat kepada Pancasila, UUD 1945, Negara dan Pemerintah sehingga pegawai hanya mengabdikan diri kepada kepentingan negara dan masyarakat demi terwujudnya aparatur yang bersih dan berwibawa.
5. Ditujukan kepada terwujudnya suatu iklim kerja yang serasi dan menjamin terciptanya kesejahteraan jasmani maupun rohani secara adil dan merata sehingga mampu melaksanakan tugas-tugas pemerintahan dan pembangunan dengan sebaik-baiknya.
6. Diarahkan kepada penyaluran, penyebaran dan pemanfaatan pegawai secara teratur, terpadu dan berimbang atas dasar kriteria-kriteria obyektif baik secara individu maupun secara kelompok sehingga dapat memberikan manfaat bagi instansi yang bersangkutan.

7. Diarahkan pada pembinaan sistem karier dan pembinaan prestasi kerja yang dalam pelaksanaannya diwujudkan dalam bentuk pembinaan tertib administrasi, mutu, kesejahteraan, dan karier.
8. Untuk mendapatkan hasil kerja tersebut diperlukan adanya pegawai-pegawai yang setia dan taat, jujur, penuh dedikasi dan disiplin, sadar akan tanggung jawab yang dibebankan kepadanya sesuai peraturan perundang-undangan kepegawaian yang berlaku.
9. Hanya dengan aparatur negara yang sempurna akan diselenggarakan pemerintahan dan pembangunan yang berdaya guna dan berhasil guna.
10. Penyempurnaan aparatur negara pada pokoknya meliputi 3 (tiga) bidang yaitu bidang kelembagaan, bidang kepegawaian, dan bidang ketatalaksanaan.
11. Penyempurnaan bidang kepegawaian diarahkan agar satuan-satuan organisasi aparatur negara mempunyai jumlah dan mutu pegawai yang sesuai dengan jenis dan besarnya beban tugas, untuk menciptakan kegairahan kerja.
12. Untuk mencapai prestasi yang optimal didorong melalui perangkat penggajian yang mengarah kepada penghargaan terhadap prestasi dan besarnya tanggung jawab, kenaikan pangkat menurut sistem karier dan prestasi kerja, pendidikan dan latihan, jaminan sosial.
13. Melakukan tindakan korektif yang tegas terhadap pegawai yang nyata-nyata melanggar norma hukum dan norma kepegawaian dalam rangka menciptakan aparatur yang bersih dan berwibawa.
14. Sepanjang sejarah, kedudukan dan peranan pegawai negeri sangat penting dan menentukan karena pegawai negeri merupakan pelaksana dan penyelenggara pemerintahan dan pembangunan dalam kesempurnaan aparatur negara, sehingga kelancaran penyelenggaraan pemerintahan dan pembangunan sangat tergantung dari kesempurnaan aparatur negara.
15. Pegawai Negeri yang sempurna merupakan faktor penentu bagi kesempurnaan aparatur negara secara keseluruhan, sehingga untuk mewujudkannya perlu dilakukan Pembinaan Pegawai dengan sebaik-baiknya melalui suatu sistem pembinaan, dengan maksud dapat mendorong peningkatan disiplin, kegairahan kerja yang dapat menjamin usaha peningkatan mutu/Profesionalisme Aparatur Pemerintahan yang efektif dan efisien untuk meningkatkan prestasi kerja.
16. Pembinaan PNS juga harus bersifat menyeluruh, yaitu terintegrasi dan seragam.

III. MANAJEMEN PEGAWAI NEGERI SIPIL

Adalah keseluruhan upaya untuk meningkatkan efisiensi, efektifitas, dan derajat profesionalisme penyelenggaraan tugas, fungsi dan kewajiban kepegawaian yang meliputi **perencanaan, pengadaan, pengembangan kualitas, penempatan, promosi, penggajian, kesejahteraan, dan pemberhentian:**

1. Untuk menjamin penyelenggaraan tugas pemerintahan dan pembangunan secara berdaya guna dan berhasil guna.
2. Kebijakan manajemen PNS mencakup penetapan norma, standar, prosedur, formasi, pengangkatan, pengembangan kualitas SDM, pemindahan, gaji, tunjangan, kesejahteraan, pemberhentian, hak, kewajiban, dan kedudukan hukum.
3. Pegawai Negeri Sipil diangkat dalam jabatan dan pangkat tertentu.

4. Untuk menjamin obyektivitas dalam mempertimbangkan pengangkatan dalam jabatan dan kenaikan pangkat, diadakan penilaian prestasi kerja (PP. 10 Th 1979).
5. Untuk kepentingan dinas dan dalam rangka pembinaan PNS dapat diadakan perpindahan jabatan, tugas, dan/atau wilayah kerja.
6. Setiap calon PNS pada saat pengangkatannya menjadi PNS wajib mengucapkan sumpah/janji (P.P. Nomor 21 Tahun 1975).
7. Untuk menjamin tata tertib dan kelancaran pelaksanaan tugas diadakan Peraturan Disiplin PNS (P.P. 30 Tahun 1980).
8. Untuk mencapai daya guna dan hasil guna yang sebesar-besarnya diadakan pengaturan dan penyelenggaraan pendidikan dan pelatihan jabatan PNS yang bertujuan meningkatkan pengabdian, mutu, keahlian, kemampuan dan keterampilan.
9. Untuk meningkatkan kegairahan bekerja, diselenggarakan program pensiun dan tabungan hari tua, asuransi kesehatan, tabungan perumahan, dan asuransi pendidikan bagi putra putri PNS.
10. PNS yang telah menunjukkan kesetiaan atau berjasa terhadap Negara atau telah menunjukkan prestasi kerja yang luar biasa baiknya, dapat diberikan penghargaan berupa tanda jasa atau bentuk penghargaan lain.
11. Pemberhentian sebagai PNS (P.P. Nomor 32 tahun 1979).

IV. PERENCANAAN PEGAWAI

Merupakan proses kegiatan untuk menetapkan rencana yang meliputi jumlah, jenis, syarat dan sumber tenaga pegawai yang diperlukan oleh satuan organisasi untuk melaksanakan berbagai kegiatan/pekerjaan dalam pencapaian tujuan satuan organisasi yang bersangkutan.

Perencanaan harus dilakukan secara integral yang meliputi antara lain; penerimaan, seleksi, penempatan, pengembangan dan penilaian dalam kerangka perencanaan organisasi secara keseluruhan.

Dalam rangka perencanaan kepegawaian, kegiatan analisis jabatan mutlak diperlukan, diantaranya penting untuk menetapkan formasi.

1. Formasi

Formasi adalah penentuan jumlah dan susunan pangkat PNS yang diperlukan untuk mampu melaksanakan tugas pokok yang ditetapkan oleh pejabat yang berwenang. (PP. No. 97 Tahun 2000 jo. No. 54 Tahun 2003).

Penetapan formasi bertujuan agar satuan-satuan organisasi Negara mempunyai jumlah dan mutu PNS yang memadai sesuai beban kerja dan tanggung jawab pada masing-masing satuan organisasi.

Dasar Penyusunan Formasi meliputi jenis pekerjaan, sifat pekerjaan, perkiraan beban kerja, perkiraan kapasitas pegawai, kebijakan pelaksanaan pekerjaan, jenjang dan jumlah jabatan serta pangkat, peralatan yang tersedia.

2. Analisis Jabatan

Analisis jabatan adalah proses untuk menguraikan data dan informasi tentang jabatan yang kesemuanya diperlukan sebagai bahan penyusunan berbagai program antara lain penataan organisasi, kebutuhan dan pengadaan PNS, rekrutmen-seleksi-penempatan, pembagian kerja, penggajian, penilaian prestasi kerja, promosi/mutasi, dan perencanaan karir

Analisis kebutuhan pegawai dilakukan melalui analisis jabatan sebagai dasar dalam penyusunan formasi. Melalui analisis ini digambarkan secara konkrit jumlah dan kualitas PNS yang diperlukan oleh suatu satuan organisasi untuk melaksanakan tugasnya secara berdaya guna dan berhasil guna.

Untuk menempatkan PNS pada jabatan yang tepat dalam suatu susunan organisasi, terlebih dahulu harus diketahui mengenai informasi tentang tugas pokok, fungsi dan beban tugas organisasi tersebut, yang semuanya dapat diketahui melalui hasil analisis jabatan.

Tujuan analisis jabatan antara lain :

- a. Mendapatkan kualitas dan kuantitas PNS secara tepat yang diperlukan untuk mencapai tujuan organisasi;
- b. Pendidikan dan Pelatihan;
- c. Evaluasi jabatan;
- d. Penilaian pelaksanaan pekerjaan;
- e. Promosi dan/atau mutasi;
- f. Pengembangan organisasi.

V. PEMBINAAN DAN PENGEMBANGAN KUALITAS PEGAWAI

1. Pembinaan

Dalam rangka upaya meningkatkan kinerja organisasi dan kompetensi PNS dalam melaksanakan tugasnya, pembinaan PNS merupakan kegiatan penting yang dimulai sejak saat diterima sebagai pegawai sampai dengan pemberhentian atau pensiun.

Pembinaan dilaksanakan berdasarkan perpaduan antara sistem prestasi kerja dan sistem karir yang dititikberatkan pada sistem prestasi kerja.

2. Pengembangan Kualitas

Dalam rangka mewujudkan pemerintahan yang baik diperlukan PNS yang mempunyai kompetensi jabatan dalam penyelenggaraan pemerintahan dan pembangunan. Untuk menciptakan PNS yang memiliki kompetensi tersebut diperlukan peningkatan kualitas kemampuan professional, sikap pengabdian dan kesetiaan pada perjuangan bangsa dan Negara, semangat persatuan dan kesatuan bangsa, serta pengembangan wawasan PNS melalui Diklat Jabatan yang merupakan bagian integral dari upaya pembinaan PNS secara menyeluruh, yang mengacu pada kompetensi jabatan.

a. Pengertian dan Tujuan Diklat

Diklat PNS adalah proses penyelenggaraan belajar mengajar dalam rangka meningkatkan kemampuan PNS, dengan tujuan:

- 1) Meningkatkan pengetahuan, keahlian, keterampilan, dan sikap untuk dapat melaksanakan tugas jabatan secara professional dengan dilandasi kepribadian dan etika PNS sesuai dengan kebutuhan instansi;
- 2) Menciptakan aparatur yang mampu berperan sebagai pembaharu dan perekat persatuan dan kesatuan bangsa;
- 3) Memantapkan sikap dan semangat pengabdian yang berorientasi pada pelayanan, pengayoman, dan pemberdayaan masyarakat;
- 4) Menciptakan kesamaan visi dan dinamika pola pikir dalam melaksanakan tugas pemerintahan dan pembangunan demi terwujudnya pemerintahan yang baik.

b. Diklat Dalam Jabatan terdiri dari:

- 1) **Diklat Kepemimpinan (Diklatpim)**, dilaksanakan untuk mencapai persyaratan kompetensi kepemimpinan Aparatur Pemerintah disesuaikan dengan jenjang jabatan Struktural.
- 2) **Diklat Fungsional**, dilaksanakan untuk mencapai persyaratan kompetensi yang sesuai dengan jenis dan jenjang Jabatan Fungsional masing-masing.
- 3) **Diklat Teknis**, dilaksanakan untuk mencapai persyaratan/peningkatan kompetensi teknis yang diperlukan untuk pelaksanaan tugas PNS. Kompetensi teknis adalah kemampuan PNS dalam bidang-bidang teknis tertentu untuk pelaksanaan tugas masing-masing.

VI. JABATAN PEGAWAI

Pegawai Negeri Sipil diangkat dalam pangkat dan jabatan tertentu, sedangkan pengangkatan dalam suatu jabatan dilaksanakan dengan memperhatikan jenjang pangkat yang ditetapkan untuk jabatan tersebut.

1. Jabatan Struktural

Jabatan Struktural adalah kedudukan yang menunjukkan tugas, tanggung jawab, wewenang, dan hak seseorang Pegawai Negeri Sipil dalam memimpin suatu satuan organisasi.

Pengangkatan dalam jabatan didasarkan atas prestasi kerja, disiplin, kesetiaan, pengalaman, dapat dipercaya, kemampuan manajerial, teknis fungsional, integritas tinggi.

2. Jabatan Fungsional

Jabatan Fungsional adalah kedudukan yang menunjukkan tugas, tanggung jawab, wewenang, dan hak seseorang Pegawai Negeri Sipil dalam suatu satuan organisasi yang dalam pelaksanaan tugasnya didasarkan pada keahlian dan/atau keterampilan serta bersifat mandiri.

Dalam rangka pembinaan karir dan pengembangan profesionalisme PNS, jabatan fungsional terdiri dari Jabatan Fungsional Keahlian dan Jabatan Fungsional Keterampilan.

Berdasarkan Keputusan Presiden No. 87 Tahun 1999 tentang Rumpun Jabatan Fungsional Pegawai Negeri Sipil, setiap jabatan fungsional dikelompokkan ke

dalam suatu rumpun jabatan yang sejenis. (misalnya, Pranata Nuklir masuk dalam rumpun jabatan Fisika, Kimia dan yang berkaitan).

VII. PEMBINAAN KARIR JABATAN FUNGSIONAL

Reformasi kepegawaian bertujuan menciptakan sistem manajemen kepegawaian guna menjamin terwujudnya Pegawai Negeri Sipil yang profesional dalam memberikan pelayanan kepada masyarakat.

Reformasi kepegawaian antara lain meliputi penyederhanaan organisasi/kelembagaan, penataan kualitas Pegawai Negeri Sipil, dan peningkatan kesejahteraan Pegawai Negeri Sipil.

Salah satu strategi pelaksanaan reformasi kepegawaian adalah mendorong setiap instansi untuk menyiapkan rencana kebutuhan pegawai, penyusunan program Diklat, penilaian kinerja, dan pengangkatan dalam jabatan yang disesuaikan dengan keahlian dan ketrampilan.

Berdasarkan Pasal 17 Undang-Undang 43 Tahun 1999 tentang Perubahan Atas Undang-Undang Nomor 8 Tahun 1974 tentang Pokok-pokok Kepegawaian, dinyatakan bahwa Pegawai Negeri Sipil diangkat dalam jabatan dan pangkat tertentu.

Pengangkatan Pegawai Negeri Sipil dalam suatu jabatan dilaksanakan berdasarkan prinsip profesionalisme sesuai dengan kompetensi, prestasi kerja dan jenjang pangkat yang ditetapkan untuk jabatan itu.

Untuk mewujudkan profesionalisme Pegawai Negeri Sipil perlu dilakukan upaya pembinaan karier yang sistematis, kontinyu dan optimal. Optimalisasi pembinaan karier Pegawai Negeri Sipil dilaksanakan dengan mengembangkan jalur jabatan karier baik melalui jabatan struktural maupun jabatan fungsional.

Pengembangan karier Pegawai Negeri Sipil melalui jabatan fungsional diarahkan untuk meningkatkan dan mengembangkan kualitas profesionalisme berdasarkan kompetensi spesialisik, bersifat mandiri dan dalam menjalankan jabatannya didasarkan kode etik profesi.

Kebijakan manajemen karier melalui jabatan fungsional, tidak dapat dilepaskan dari nilai-nilai dasar manajemen Pegawai Negeri Sipil, yaitu Pegawai Negeri Sipil sebagai unsur aparatur negara yang netral, profesional, akuntabel, bermoral tinggi dan sejahtera serta sebagai perekat bangsa dalam wadah Negara Kesatuan Republik Indonesia.

Sejalan dengan peningkatan profesionalisme Pegawai Negeri Sipil maka perlu upaya pengembangan jabatan fungsional, yang sangat terkait dengan tujuan pengembangan karier Pegawai Negeri Sipil.

Hal tersebut terlihat dari :

1. terurainya pelaksanaan tugas pokok yang dijabarkan dalam unsur, sub unsur hingga butir kegiatan secara berjenjang sesuai tingkat jabatannya, sehingga tugas pokok organisasi terbagi habis dan merata;
2. tingkatan jenjang jabatan menunjukkan peningkatan profesionalisme Pegawai Negeri Sipil, semakin tinggi jenjang jabatan semakin berat tugas dan tanggung jawab dalam pelaksanaan tugas pokok;

3. terarahnya pengembangan jabatan fungsional, dimulai dari pengangkatan dalam jabatan, pendidikan dan pelatihan fungsional, penilaian kinerja, kenaikan jabatan/pangkat, dan pemberian tunjangan yang dirumuskan secara tepat;
4. terlaksananya kebijakan pemerintah dalam menyederhanakan struktur organisasi menjadi flat tetapi kaya fungsi.

Sampai saat ini berdasarkan Peraturan Menteri Negara Pendayagunaan Aparatur Negara tentang Jabatan Fungsional telah ditetapkan 101 (seratus satu) Jabatan Fungsional, antara lain Peneliti, Pranata Nuklir, Pengawas Radiasi, Guru, Dokter, Auditor, Widyaiswara, Pranata Komputer, Penyuluh Pertanian, Analis Kepegawaian, dan lain lain.

Dalam Pasal 11 ayat (1) Peraturan Pemerintah Nomor 16 Tahun 1994 tentang Jabatan Fungsional Pegawai Negeri Sipil antara lain dinyatakan bahwa penyelenggaraan pembinaan jabatan fungsional dilakukan oleh Instansi Pembina jabatan fungsional dengan kata lain instansi pembina mempunyai kewajiban melakukan pembinaan untuk mewujudkan profesionalisme para pejabat fungsional.

Upaya pertama yang harus dilakukan adalah menyusun dan menetapkan formulasi untuk menentukan jumlah dan kualitas tenaga jabatan fungsional yang dibutuhkan dalam jangka waktu tertentu untuk menyelesaikan tugas pokok yang dibebankan kepada instansi tersebut. Sehingga dapat diketahui dengan pasti rasio perbandingan jumlah tenaga yang ada dengan beban kerja. Apabila terdapat kelebihan pejabat fungsional perlu dipindahkan dalam jabatan lain, atau bahkan dapat dipensiunkan berdasarkan peraturan perundang-undangan yang berlaku, sedang apabila kurang maka perlu diangkat pejabat fungsional yang baru.

Upaya selanjutnya adalah peningkatan kemampuan kompetensi sesuai dengan jenjang jabatannya melalui Diklat fungsional. Untuk itu instansi pembina mempunyai tugas menyusun dan menetapkan kurikulum Diklat fungsional sesuai tingkat dan jenjang jabatan.

Upaya lain yang tidak boleh dilupakan adalah peningkatan kesejahteraan bagi pejabat fungsional oleh karena itu Instansi Pembina perlu merumuskan dan mengusulkan tunjangan jabatan fungsional.

Diharapkan masing-masing Instansi Pembina lebih memahami tugas dan perannya sehingga permasalahan yang berkaitan dengan implementasi kebijakan pembinaan jabatan fungsional dapat diminimalisir. Permasalahan tersebut antara lain seperti kurang sosialisasi, kurang koordinasi dan kurang komitmen pimpinan instansi.

Sebagai tindak lanjut pelaksanaan pembinaan untuk meningkatkan kemampuan pejabat fungsional tertentu secara profesional sesuai kompetensi jabatan, Instansi Pembina Jabatan Fungsional melakukan kegiatan:

1. Penyusunan kurikulum diklat fungsional/teknis
2. Penyelenggaraan diklat fungsional/teknis
3. Penetapan standar kompetensi jabatan fungsional
4. Penyusunan formasi jabatan
5. Pengembangan sistem informasi jabatan fungsional
6. Pembinaan etika profesi

A. Formasi Jabatan Fungsional

Formasi jabatan fungsional masing-masing satuan unit/instansi disusun berdasarkan analisis kebutuhan dan penyediaan pegawai negeri sipil sesuai jabatan yang tersedia dengan memperhatikan informasi jabatan yang ada, sehingga diperoleh jumlah pejabat fungsional yang tepat di dalam suatu unit/instansi dalam rangka melaksanakan tugas dan fungsi.

Analisis kebutuhan dan penyediaan pegawai dengan memperhatikan:

- a. Jenis dan volume pekerjaan yang harus dilakukan oleh suatu satuan organisasi dalam melaksanakan tugas pokoknya.
- b. Struktur organisasi unit/instansi untuk dilihat jumlah yang menempati jabatan struktural, jabatan fungsional beserta staf yang berada dibawahnya.
- c. Kapasitas seorang pejabat fungsional dalam melaksanakan jenis pekerjaan tertentu.
- d. Jumlah PNS yang melaksanakan tugas kefungsionalannya pada masing-masing unit/instansi.

B. Pengangkatan Dalam Jabatan Fungsional

1. Pengangkatan pertama dalam jabatan fungsional pada umumnya harus memenuhi persyaratan sebagai berikut:
 - a. Telah berstatus sebagai Pegawai Negeri Sipil;
 - b. Tersedia formasi untuk jabatan fungsional dimaksud pada instansi/unit kerja yang bersangkutan;
 - c. Jabatan Fungsional Tingkat Terampil berijazah serendah-rendahnya Sekolah Menengah Atas (SMA) atau Sekolah menengah Kejuruan (SMK), sesuai dengan tugas pokok dan fungsi unit kerja yang bersangkutan dengan kualifikasi pendidikan yang sesuai
 - d. Jabatan Fungsional Tingkat Keahlian berijazah serendah-rendahnya Sarjana (S-1) atau D-IV, sesuai dengan tugas pokok dan fungsi unit kerja yang bersangkutan dengan kualifikasi pendidikan D-IV atau S-1 dengan jenis pendidikan yang sesuai.
 - e. Telah bekerja di bidang terkait sekurang-kurangnya 2 (dua) tahun sejak diangkat sebagai Calon Pegawai Negeri Sipil;
 - f. Sekurang-kurangnya 5 (lima) tahun sebelum mencapai batas usia pensiun berdasarkan peraturan perundang-undangan yang berlaku;
 - g. Setiap unsur penilaian pelaksanaan pekerjaan dalam DP3 sekurang-kurangnya bernilai baik dalam 1 (satu) tahun terakhir;
 - h. Telah mengikuti pendidikan dan pelatihan jabatan fungsional dimaksud atau pendidikan dan pelatihan lain yang setara.
 - i. Pangkat untuk jabatan fungsional Terampil serendah-rendahnya Pengatur Muda golongan ruang II/a, dan untuk Jabatan fungsional Ahli serendah-rendahnya Penata Muda golongan ruang III/a.
 - j. Penentuan jabatan fungsional didasarkan atas penetapan angka kredit kumulatif yang diperoleh dari unsur utama dan unsur penunjang.
2. Pengangkatan Pegawai Negeri Sipil dari jabatan lain ke dalam jabatan fungsional tertentu harus memenuhi persyaratan sebagai berikut :

- a. Tersedia formasi untuk jabatan tersebut pada instansi/unit kerja yang bersangkutan;
 - b. Jabatan fungsional Terampil berijazah serendah-rendahnya Sekolah Menengah Atas (SMA) atau Sekolah menengah Kejuruan (SMK), sesuai dengan tugas pokok dan fungsi unit kerja yang bersangkutan dengan kualifikasi pendidikan yang sesuai.
 - c. Jabatan Pranata Nuklir Ahli berijazah serendah-rendahnya Sarjana (S-1) atau D-IV, sesuai dengan tugas pokok dan fungsi unit kerja yang bersangkutan dengan kualifikasi pendidikan D-IV atau S-1 dengan jenis pendidikan yang sesuai.
 - d. Telah mengikuti pendidikan dan pelatihan jabatan fungsional dimaksud atau pendidikan dan pelatihan lain yang setara.
 - e. Memiliki pengalaman di bidang fungsional dimaksud sekurang-kurangnya selama 2 (dua) tahun;
 - f. Usia setinggi-tingginya 5 (lima) tahun sebelum mencapai batas usia pensiun dari jabatan terakhir yang didudukinya;
 - g. Setiap unsur penilaian pelaksanaan pekerjaan dalam DP3 sekurang-kurangnya bernilai baik dalam 2 (dua) tahun terakhir.
 - h. Pangkat untuk jabatan Fungsional Terampil serendah-rendahnya Pengatur Muda golongan ruang II/a, dan untuk Jabatan Fungsional Ahli serendah-rendahnya Penata Muda golongan ruang III/a.
 - i. Penentuan jabatan fungsional didasarkan atas jumlah angka kredit yang diperoleh dari unsur utama dan unsur penunjang.
3. Peralihan Jabatan fungsional Tingkat Terampil ke Tingkat Ahli.
Pejabat Fungsional Terampil yang memperoleh ijazah D-IV atau S-1 ke atas dapat mengajukan diri untuk beralih ke jabatan fungsional Tingkat Ahli dengan ketentuan sbb:
- a. *Mengajukan permohonan*
 - b. *Memenuhi syarat Analisis Jabatan*
 - c. *Tersedia formasi*
 - d. *Lulus diklat jenjang Jabatan Fungsional Ahli*
 - e. *Usia minimum 5 tahun sebelum mencapai batas usia pensiun*
 - f. *Setiap unsur dalam DP3 sekurangnya bernilai baik dalam 1 tahun terakhir*

C. Kenaikan Pangkat /Jabatan

1. Kenaikan jenjang jabatan bagi pejabat fungsional harus memenuhi persyaratan sebagai berikut:
 - a. Setiap unsur penilaian pelaksanaan pekerjaan dalam DP3 sekurang-kurangnya bernilai baik dalam 1 (satu) tahun terakhir;
 - b. Memenuhi penetapan angka kredit yang disyaratkan untuk kenaikan pangkat/jabatan setingkat lebih tinggi;
 - c. Sekurang-kurangnya telah 1 (satu) tahun dalam jabatan terakhir.
2. Kenaikan pangkat/jabatan fungsional harus memenuhi persyaratan sebagai berikut:
 - a. Setiap unsur penilaian pelaksanaan pekerjaan dalam DP3 sekurang-kurangnya bernilai baik dalam 2 (dua) tahun terakhir;
 - b. Memenuhi penetapan angka kredit yang disyaratkan untuk kenaikan pangkat setingkat lebih tinggi;
 - c. Sekurang-kurangnya telah 2 (dua) tahun dalam pangkat terakhir.

Angka kredit sebagaimana tersebut dalam butir 1 dan 2 di atas sekurang-kurangnya 80% berasal dari unsur utama dan sebanyak-banyaknya 20% berasal dari unsur penunjang.

3. Pegawai Negeri Sipil yang diangkat dalam jabatan fungsional dan telah memperoleh angka kredit yang disyaratkan untuk kenaikan pangkat satu tingkat lebih tinggi pada tahun pertama dalam masa jabatan yang didudukinya, pada tahun berikutnya, yang bersangkutan tetap diwajibkan mengumpulkan angka kredit sekurang-kurangnya 20% dari jumlah angka kredit unsur utama yang dipersyaratkan untuk kenaikan pangkat berikutnya.
4. Untuk kenaikan pangkat setingkat lebih tinggi, Pejabat Fungsional harus telah 2 (dua) tahun menduduki pangkat terakhir, sedangkan untuk pengajuan penilaian angka kredit dilakukan sekurang-kurangnya 1 (satu) tahun sejak penetapan angka kredit terakhir, dengan ketentuan telah memenuhi angka kredit minimal yang dipersyaratkan untuk kenaikan pangkat tersebut.

D. Pembebasan Sementara

Pembebasan sementara adalah pembebasan Pegawai Negeri Sipil dari jabatan fungsional selama jangka waktu tertentu. Selama dalam pembebasan sementara tersebut angka kredit terakhir yang dimilikinya tetap berlaku.

1. Pejabat Fungsional dibebaskan sementara dari jabatannya apabila :
 - a. Dalam jangka waktu 5 (lima) tahun sejak diangkat dalam pangkat terakhir, tidak dapat mengumpulkan angka kredit yang ditentukan untuk kenaikan pangkat bagi Pejabat Fungsional Pelaksana Pemula golongan ruang II/a sampai dengan Pejabat Fungsional Penyelia golongan ruang III/c,
 - b. Dalam jangka waktu 5 (lima) tahun sejak diangkat dalam pangkat terakhir, Pejabat Fungsional Ahli tidak dapat mengumpulkan angka kredit yang ditentukan untuk kenaikan pangkat bagi Pejabat Fungsional Pertama golongan ruang III/a sampai dengan Pejabat Fungsional Utama golongan ruang IV/d;
 - c. Dalam jangka waktu 1 (satu) tahun sejak diangkat dalam pangkat terakhir, tidak dapat mengumpulkan angka kredit sekurang-kurangnya 10 (sepuluh) bagi Pejabat Fungsional Penyelia golongan ruang III/d.
 - d. Dalam jangka waktu 1 (satu) tahun sejak diangkat dalam pangkat terakhir, tidak dapat mengumpulkan angka kredit sekurang-kurangnya 25 (duapuluh lima) bagi Pranata Nuklir Utama golongan ruang IV/e.
2. Pejabat Fungsional dibebaskan sementara dari jabatannya karena sebab lain :
 - a. Dijatuhi hukuman disiplin tingkat sedang atau tingkat berat berupa penurunan pangkat berdasarkan peraturan perundang-undangan yang berlaku; atau
 - b. Diberhentikan sementara sebagai Pegawai Negeri Sipil; atau
 - c. Ditugaskan secara penuh di luar jabatan fungsional Pranata Nuklir sehingga tidak dapat melaksanakan tugas pokok dan fungsinya; atau
 - d. Cuti di luar tanggungan Negara, kecuali untuk persalinan keempat dan seterusnya; atau
 - e. Tugas belajar lebih dari 6 (enam) bulan.

3. Pejabat Fungsional yang dibebaskan sementara karena tidak dapat mengumpulkan angka kredit minimal yang ditentukan untuk kenaikan pangkat/jabatan dapat tetap melaksanakan kegiatan mengumpulkan angka kredit dan dapat dinilai untuk mendapat penetapan angka kredit.
4. Pejabat Fungsional yang dibebaskan sementara dari jabatan fungsionalnya dan telah mencapai batas usia pensiun Pegawai Negeri Sipil, diberhentikan dengan hormat sebagai Pegawai Negeri Sipil dengan hak pensiun dan mendapatkan hak-hak kepegawaian lain sesuai ketentuan peraturan perundang-undangan yang berlaku.

E. Pengangkatan Kembali Ke Dalam Jabatan Fungsional

1. Pengangkatan kembali dalam jabatan fungsional setelah menjalani pembebasan sementara dapat dipertimbangkan apabila:
 - a. Telah memperoleh penetapan angka kredit untuk kenaikan pangkat/jabatan yang dipersyaratkan dalam waktu paling lambat 1 (satu) tahun sejak dibebaskan sementara; atau
 - b. Telah selesai menjalani hukuman disiplin tingkat sedang atau tingkat berat berupa penurunan pangkat; atau
 - c. Berdasarkan keputusan pengadilan yang telah mempunyai kekuatan hukum tetap dinyatakan tidak bersalah atau dijatuhi pidana percobaan; atau
 - d. Telah selesai melaksanakan tugas di luar jabatan fungsional dimaksud; atau
 - e. Telah diangkat kembali pada instansi semula setelah cuti di luar tanggungan negara;
 - f. Telah selesai melaksanakan tugas belajar lebih dari 6 (enam) bulan.

Usul pengangkatan kembali dalam jabatan fungsional sebagaimana tersebut pada huruf b sampai dengan f harus dilengkapi dengan surat penugasan/ penugasan kembali di bidang fungsionalnya dari pejabat Instansi/Unit setingkat eselon II.

2. Jenjang jabatan fungsional bagi Pegawai Negeri Sipil yang diangkat kembali, ditetapkan berdasarkan jumlah angka kredit terakhir yang dimiliki.

F. Pemberhentian Dari Jabatan Fungsional

1. PNS akan diberhentikan dari jabatan fungsionalnya apabila:
 - a. Dalam jangka waktu 1 (satu) tahun setelah pembebasan sementara, Pejabat Fungsional Terampil mulai Pemula golongan ruang II/a sampai dengan Penyelia golongan ruang III/c, dan Fungsional Ahli mulai Pertama golongan ruang III/a sampai dengan Utama golongan ruang IV/d, tidak dapat memenuhi angka kredit yang dipersyaratkan;
 - b. Dalam jangka waktu 1 (satu) tahun setelah pembebasan sementara, Fungsional Penyelia golongan ruang III/d, dan Fungsional Utama golongan ruang IV/e, tidak dapat memenuhi angka kredit yang dipersyaratkan;
 - c. Dijatuhi hukuman disiplin tingkat berat berupa pemberhentian sebagai Pegawai Negeri Sipil berdasarkan peraturan perundang-undangan yang berlaku dan telah mempunyai kekuatan hukum yang tetap;
 - d. Dijatuhi hukuman penjara atau kurungan berdasarkan keputusan pengadilan yang telah mempunyai kekuatan hukum yang tetap;
 - e. Berhenti sebagai Pegawai Negeri Sipil atas permintaan sendiri/tidak atas permintaan sendiri, atau karena pensiun.

2. PNS yang diberhentikan dari jabatan fungsionalnya tidak dapat diangkat kembali dalam jabatan fungsional yang bersangkutan;

VIII. PENILAIAN ANGKA KREDIT JABATAN FUNGSIONAL

1. Penghitungan Angka Kredit

- a. Pejabat Fungsional setiap semester diharapkan mengisi formulir DUPAK (Daftar Usul Penetapan Angka Kredit), disertai bukti-buktinya. Pengisian DUPAK setiap semester bermanfaat bagi para pejabat fungsional untuk mengetahui perolehan angka kredit, dan bagi Pembina untuk memonitor dan membina karir pejabat fungsional di lingkungannya.
- b. Apabila akumulasi hasil pengisian DUPAK tiap semester menunjukkan indikasi memberikan angka kredit yang memenuhi syarat minimal untuk kenaikan pangkat/jabatan, selanjutnya dapat dilakukan pengisian DUPAK untuk pengusulan penetapan angka kredit. Usul penetapan angka kredit **periode April dilakukan pada bulan Nopember tahun sebelumnya** dan untuk **periode Oktober dilakukan pada bulan Mei tahun berjalan**.
- c. Bukti pelaksanaan kegiatan sebelum masa penilaian, yang karena satu dan lain hal tidak diajukan pada masa penilaian sebelumnya, tidak dapat dinilai.

2. Masa Penilaian Angka Kredit

- a. Masa penilaian angka kredit adalah batas kurun waktu yang digunakan untuk mengumpulkan angka kredit yang diusulkan untuk penetapan angka kredit.
- b. Masa penilaian angka kredit selama menjadi Calon PNS dapat dihitung untuk digunakan dalam pengangkatan sebagai Pranata Nuklir setelah menjadi PNS.
- c. Batas masa penilaian angka kredit yang diusulkan untuk kenaikan pangkat/jabatan didasarkan pada masa penilaian angka kredit PAK terakhir (tidak terputus).
- d. Batas **masa penilaian periode April adalah akhir Oktober tahun sebelumnya** dan untuk **masa penilaian periode Oktober adalah akhir April tahun berjalan**.

3. Rapat persidangan/penilaian

Rapat persidangan/penilaian dilakukan 2(dua) kali dalam 1(satu) tahun yaitu:

1. Penilaian untuk periode April dilakukan pada bulan Desember tahun sebelumnya.
2. Penilaian untuk periode Oktober dilakukan pada bulan Juni tahun berjalan.
3. Apabila diperlukan Tim Penilai dapat melaksanakan rapat di luar jadwal yang telah ditetapkan.

PEMERIKSAAN HEMATOLOGI PADA PEKERJA RADIASI

Tur Rahardjo dan Siti Nurhayati
PTKMR - BATAN

ABSTRAK

PEMERIKSAAN HEMATOLOGI PADA PEKERJA RADIASI. Untuk menjamin keselamatan dan kesehatan pekerja radiasi, perlu dilakukan pengawasan secara periodik terhadap dosis radiasi yang diterima pekerja dan pemantauan kesehatan pekerja radiasi baik radiasi eksternal maupun internal. Perubahan kadar hemoglobin (Hb), jumlah eritrosit, lekosit, limfosit absolut, dan trombosit dapat dijadikan indikator adanya gangguan dalam hemopoitik akibat pajanan radiasi. Telah dilakukan pemeriksaan darah pekerja radiasi dari perusahaan pengguna radiasi pengion dengan tujuan untuk mengetahui pengaruh pajanan radiasi terhadap komponen darah. Sebanyak 2,5 ml darah dari 29 pekerja radiasi diambil menggunakan syringe kemudian dimasukkan ke dalam botol berisi 0,01 ml anti koagulan EDTA dikocok perlahan agar tidak menggumpal. Darah tersebut diperiksa kadar hemoglobin, jumlah sel lekosit, eritrosit, trombosit, limfosit dengan menggunakan peralatan ABX Micros 60. Hasil penelitian menunjukkan bahwa kadar Hb, eritrosit, lekosit, limfosit absolut dan trombosit para pekerja radiasi berada dalam batas normal. Hal ini kemungkinan karena para pekerja dalam melakukan aktivitasnya sudah mengikuti ketentuan kerja keselamatan dan kesehatan pekerja radiasi.

Kata Kunci : Hematologi, dosimeter, hemopoitik, trombositopenia, granulositopenia dan limfositopenia

ABSTRACT

HEMATOLOGICAL MONITORING ON RADIATION WORKERS. For ensuring the safety and health status of radiation workers, it necessary to monitor periodically the dose received by the workers and the health status of the workers either externally or internally. The alterations of hemoglobin (Hb) contents, counts of erythrocyte, leukocyte, absolute lymphocyte, and thrombocyte can be used as an indicator of body damage caused by radiation exposure. The hematological monitoring on radiation workers of ionizing radiation user companies has been done in order to seek for the effects of radiation on hematological components. Two and half milliliters of blood obtained from 29 radiation workers were taken by using syringe and then put into vial containing 0.01 ml anti coagulant (EDTA) and subsequently mixed slowly to avoid blood clot. The contents of hemoglobin, and leukocyte, erythrocyte, thrombocyte, lymphocyte counts were measured with ABX Micros 60 apparatus. The results showed that Hb contents, erythrocyte, leukocyte, absolute lymphocyte and thrombocyte of radiation workers were still in normal range. This may be due to the workers in conducting their activities followed the law for safety and healthy of radiation workers.

Key Words : Hematology, dosemeter, hemopoitik, thrombocytopenia, granulocytopenia dan lymphocytopenia

PENDAHULUAN

Berdasarkan UU No.10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran pasal 16 ayat (1) menyatakan bahwa “setiap kegiatan yang berkaitan dengan pemanfaatan tenaga nuklir wajib memperhatikan kesehatan, keamanan, dan ketentraman, kesehatan pekerja dan anggota masyarakat, serta perlindungan terhadap lingkungan hidup”. Disamping itu hal ini juga ditekankan oleh Peraturan Pemerintah RI No. 63 Tahun 2000 tentang Keselamatan dan Kesehatan Terhadap Pemanfaatan Radiasi Pngion, dan Peraturan Menteri Kesehatan RI No 172/ MENKES/PER/III/1991 tentang Pengawasan Kesehatan Pekerja Radiasi, pemeriksaan kesehatan terhadap pekerja radiasi sangat perlu dilakukan [1].

Program pemantauan radiasi diterapkan secara rutin pada semua pekerja radiasi dengan menggunakan dosimeter fisika dan dosimeter biologi sebagai alat pemantau. Pemantauan dilakukan secara rutin dan periodik, misalnya setiap 3 ,6 atau 12 bulan sekali, tergantung pada kondisi kerja atau hasil pemantauan dan dapat juga dilakukan sewaktu-waktu jika diperlukan (pemantauan khusus) misalnya akibat terjadi kecelakaan kerja. Pemantauan radiasi eksternal diterapkan secara rutin pada semua pekerja radiasi, misalnya dengan menggunakan dosimeter sebagai alat pemantau antara lain dosimeter film, dosimeter termoluminesensi (TLD). Sedangkan pemantauan radiasi interna dapat dilakukan dengan dua metode yaitu *in-vivo* (langsung) dan *in-vitro* (tidak langsung). Pemantauan langsung untuk pengukuran deposit bahan radioaktif dalam organ tubuh secara langsung pada tubuh pekerja menggunakan alat deteksi yang cukup sensitif yaitu WBC (*whole body counter*) [1,2].

Pada umumnya efek biologik utama yang terjadi pada berbagai mamalia, termasuk manusia, sebagai akibat radiasi pengion adalah kerusakan sistem hemopoitik dan limfatik. Telah diketahui pula irradiasi seluruh tubuh pada mamalia akan menyebabkan gangguan pada sel darah, yaitu dengan menurunnya produksi sel-sel darah yang disebabkan karena terhambatnya mitosis pada sel induk dalam sumsum dan sistem limfotik. Derajat penurunan jumlah sel darah perifer mamalia akibat sinar-X maupun sinar gamma ternyata bergantung pada besar dosis yang diterima dan jenis mamalia. Dosis 100 rad pada kelinci mengakibatkan penurunan leukosit, limfosit sampai 50%, dan dosis 300 rad menurun sampai 90% [3].

Jaringan hemopoitik merupakan jaringan yang paling sensitif terhadap pajanan radiasi pengion [4] dan limfosit mamalia diketahui sebagai sel darah yang paling sensitif terhadap radiasi. Sindroma hemopoitik umumnya ditandai dengan terjadinya

trombositopenia, granulositopenia dan limfositopenia. Kematian mamalia akibat pajanan radiasi pengion umumnya disebabkan seperti pada sindroma hemopoitik, sindrom gastrointestinal, sindroma syaraf pusat dan berkurangnya daya tahan tubuh akibat infeksi [5,6]. Kematian akibat sindrom hemopoitik terjadi kurang lebih tiga kali lebih lambat dari pada kematian gastrointestinal, sedangkan kematian gastrointestinal terjadi tiga kali lebih lambat dari pada kematian syaraf pusat. Kematian mencit akibat sindroma hemopoitik terjadi dalam 9-30 hari, syaraf pusat dalam orde jam, kematian gastrointestinal terjadi dalam 4 hari [7,8].

Mengacu dari hasil-hasil penelitian efek hemopoitik dapat dijadikan suatu metoda pengkajian efek radiasi pengion terhadap manusia, yang selanjutnya dapat dijadikan sebagai metoda penentuan kriteria dan jenis penanganan pada pekerja radiasi. *Check-up* kesehatan pada pekerja radiasi yang umum diamati dalam laboratorium adalah pemeriksaan pada sistem hemopoitik yang terdiri dari pemeriksaan hemoglobin (Hb), hitung lekosit, limfosit, trombosit, hematokrit, eritrosit. Dalam makalah ini akan dilaporkan hasil pemeriksaan hematologi pada pekerja radiasi (di luar karyawan BATAN)

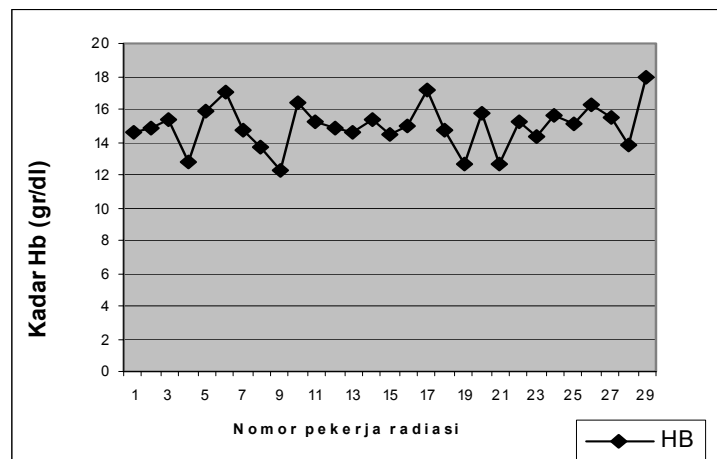
BAHAN DAN TATA KERJA

1. **Objek penelitian.** Sebanyak 29 orang pekerja radiasi laki-laki berumur antara 23 dan 47 tahun dari suatu perusahaan pengguna radiasi yang menjalani pemeriksaan kesehatan di laboratorium PTKMR tahun 2005. Darah pekerja diambil sebanyak 2,5 ml dengan menggunakan syringe dan dimasukkan ke dalam botol yang berisi 0,01 ml anti-koagulan (EDTA) kemudian dikocok perlahan-lahan agar tidak menggumpal.
2. **Pemeriksaan hematologi.** Penentuan hematologi darah pekerja radiasi. Darah dalam botol yang telah tercampur tersebut diperiksa kadar hemoglobin, jumlah sel lekosit, eritrosit, trombosit, dan limfosit menggunakan alat ABX Micros 60, dengan reagen yang terdiri dari Miniclicon LMG, Minilyse LMG, Minidil LMG. Hasil pemeriksaan setiap parameter disajikan dalam masing-masing gambar secara terpisah karena lingkup nilainya berbeda-beda.

HASIL DAN PEMBAHASAN

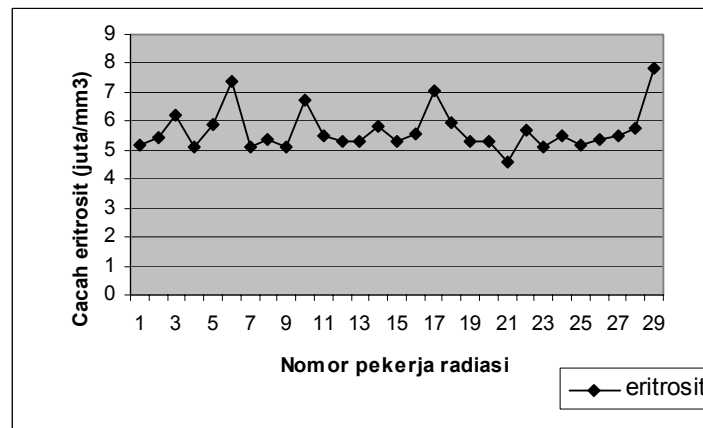
Telah diketahui bahwa radiasi taraf rendah, yaitu 0,25 Gy, sudah dapat menyebabkan perubahan pada organ penyusun darah, yaitu terhentinya pembentukan sel-sel darah

(hematopoesis) dengan akibat terjadinya perubahan-perubahan baik oleh kerusakan langsung pada jaringan hemopoitik maupun karena pengaruh mekanisme neurohormonal. Dari hasil pengukuran kadar hemoglobin darah pekerja radiasi yang disajikan pada Gambar 1, dapat dilihat bahwa kadar hemoglobin tidak mengalami penurunan yang signifikan dan masih dalam batas nilai normal pada orang dewasa yaitu 14-18 gr/dl, tetapi sekitar 20,7% di antara pekerja radiasi kadar Hb-nya menurun hingga 12 gr/dl. Tetapi penurunan ini diduga bukan disebabkan karena paparan radiasi melainkan karena fisik pekerja yang menurun karena jumlah eritrositnya masih dalam batas normal.

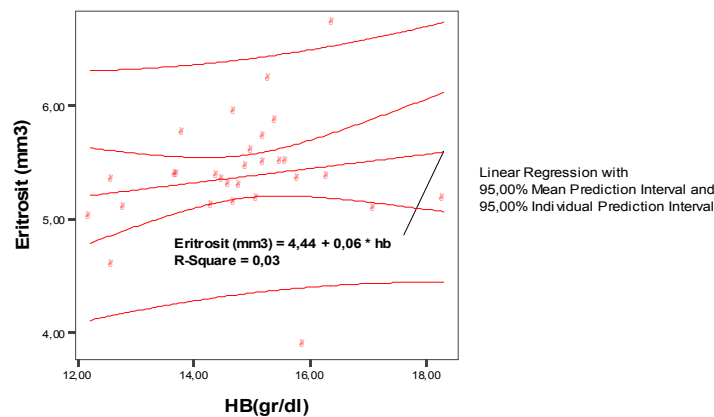


Gambar 1. Kadar hemoglobin (g/dl) dalam darah pekerja radiasi.

Hasil hitung sel eritrosit darah pekerja radiasi diperlihatkan pada Gambar 2 yang menunjukkan bahwa jumlah sel eritrosit pekerja radiasi tidak mengalami penurunan bila dibandingkan dengan nilai normal pada orang dewasa yaitu 4,5 – 5,5 juta /mm³. Terlihat pada Gambar 1 dan 2 bahwa hubungan antara kadar Hb dan jumlah sel eritrosit diketahui dengan naik turunnya antara Hb dan eritrosit sebanding. Pada Grafik 1 terlihat hubungan antara jumlah eritrosit dengan kadar hemoglobin gr/l dengan persamaan garis $Y = 0,06 X + 4,44$ yang berarti kadar hemoglobin semakin tinggi akan mempunyai prediksi jumlah eritrosit per mm³ makin besar.

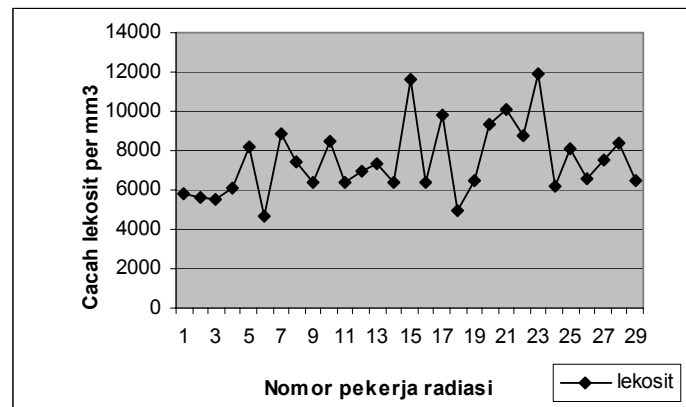


Gambar 2. Jumlah eritrosit (juta/mm³) dalam darah pekerja radiasi.



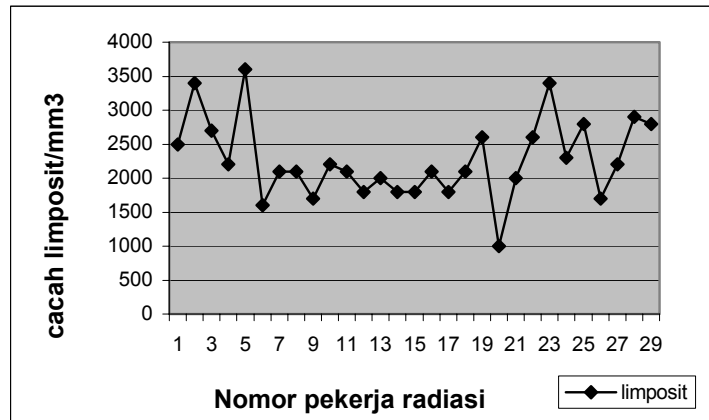
Grafik 1. Hubungan antara jumlah eritrosit dengan kadar hemoglobin

Lekopenia (penurunan jumlah lekosit) adalah gejala klinik yang terjadi pada sindroma radiasi baik pada hewan maupun manusia yang terpajan radiasi pengion, oleh karena itu pemeriksaan jumlah lekosit dapat digunakan untuk menentukan gejala akibat terpajan radiasi. Hasil jumlah sel lekosit darah pekerja radiasi disajikan pada Gambar 3 dimana jumlah sel lekosit pekerja radiasi tidak mengalami penurunan bila dibandingkan dengan nilai normal pada orang dewasa yaitu 4500 – 10.000 / mm³ tetapi terdapat 2 pekerja radiasi yang jumlah sel lekositnya mencapai angka di atas 10.000 mm³ yaitu mencapai 12.000 mm³, kemungkinan pekerja ini mendapat suatu infeksi bakterial.

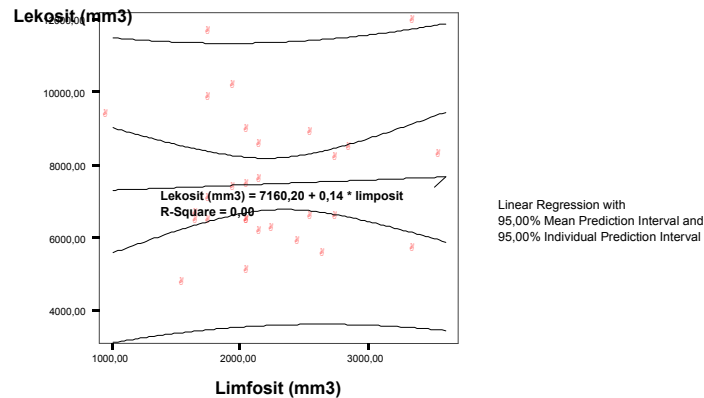


Gambar 3. Jumlah leukosit per mm³ dalam darah pekerja radiasi.

Limfositopenia (penurunan jumlah limfosit) adalah gejala klinik yang terjadi pada sindrom radiasi dan merupakan gejala klinik yang paling cepat dan mudah terdeteksi karena dalam darah perifer limfosit akan mencapai titik terendah lebih awal dibanding dengan sel lainnya. Bila terjadi kecelakaan radiasi dosis 1 –2 Gy, dalam waktu 48 jam sudah terjadi penurunan jumlah limfosit sampai 50% dari nilai normal, dalam sistem hemopoetik limfosit merupakan sel tua yang paling radiosensitif [9]. Dari hasil pemeriksaan jumlah sel limfosit absolut darah pekerja radiasi disajikan pada Gambar 4. Dari gambar tersebut dapat dilihat bahwa jumlah sel limfosit absolut pekerja radiasi tidak mengalami penurunan bila dibandingkan dengan nilai normal pada orang dewasa yaitu 1200 – 3200 /mm³. Dosis sekitar 0,5 Gy dapat menyebabkan penekanan proses pembentukan sel darah sehingga jumlah sel-sel darah akan menurun. Jumlah sel limfosit menurun dalam waktu beberapa jam pasca pajanan radiasi. Penurunan jumlah sel limfosit absolut/total dapat digunakan untuk perkiraan tingkat keparahan yang mungkin diderita seseorang akibat pajanan radiasi akut. Dalam Grafik 2 tampak terlihat hubungan antara jumlah leukosit dengan jumlah limfosit per mm³ dengan persamaan garis $Y = 0,14 X + 7160,20$ yang berarti jumlah limfosit meningkat akan mempunyai prediksi jumlah leukosit semakin meningkat.



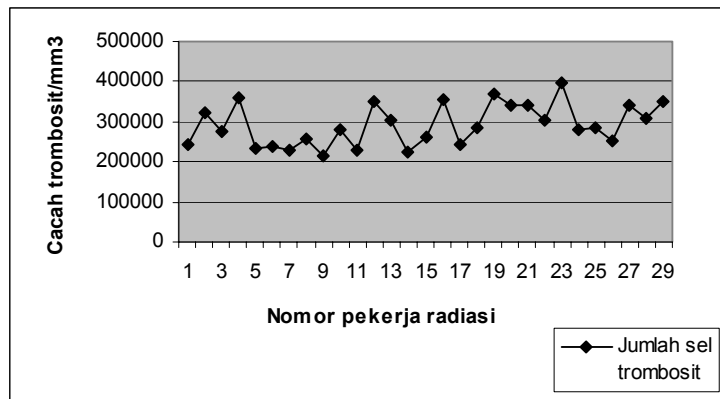
Gambar 4. Jumlah limfosit absolut per mm³ dalam darah pekerja radiasi.



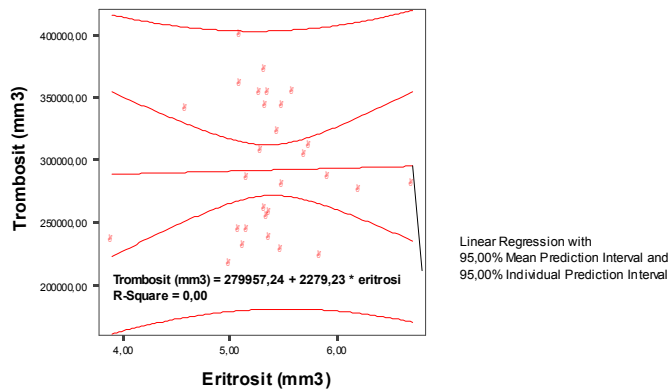
Grafik 2 . Hubungan antara jumlah lekosit dengan jumlah limfosit

Akibat penurunan jumlah trombosit oleh radiasi maka waktu pembekuan darah akan meningkat karena berkurangnya trombokinase yang biasanya dihasilkan oleh trombosit G, bahwa trombosit akan menurun sampai minimum kurang lebih 35 hari setelah pajanan. Hasil pengukuran jumlah sel trombosit darah pekerja radiasi terlihat pada Gambar 5. Bila dilihat pada Gambar 5, pengukuran jumlah sel trombosit pekerja radiasi tidak mengalami penurunan bila dibandingkan dengan nilai normal pada orang dewasa yaitu 1500 – 3500 mm³, dari 29 pekerja radiasi terdapat 1 orang dengan jumlah trombositnya mengalami penurunan dibawah 1500 mm³, tetapi penurunannya tidak mencapai batas minimum yaitu mencapai ±50%, bila dibandingkan dengan hasil lekosit dengan limfositnya masih dalam batas normal. Sebagai pembanding dengan UNSCEAR yang menjebutkan bahwa jumlah trombosit manusia yang terkena pajanan 1 – 2 Gy akibat kecelakaan, menurun dan mencapai minimum ±50% pada hari ke 30 yang selanjutnya

kembali ke tingkat semula pada lebih dari 40 hari pasca pajanan [10]. Pada Grafik 3 tampak terlihat hubungan antara jumlah trombosit dengan jumlah eritrosit diperlihatkan pada persamaan garis $Y = 279967,24 X + 2278.22$. yang berarti makin banyak jumlah trombosit akan makin besar jumlah eritrosit.



Gambar 5. Jumlah trombosit darah pekerja radiasi



Grafik 3. Hubungan antara jumlah eritrosit dengan jumlah trombosit

KESIMPULAN

Dari hasil pemeriksaan komponen darah 29 pekerja radiasi yang telah dilakukan dalam laboratorium PTKMR dapat dinyatakan sehat. Hasil penelitian menunjukkan bahwa kadar Hb, cacah eritrosit, lekosit, limfosit absolut dan trombosit darah para pekerja radiasi masih berada dalam batas normal, hal ini kemungkinan karena para pekerja tersebut dalam melakukan aktivitasnya sudah mengikuti ketentuan kerja keselamatan dan kesehatan pekerja radiasi, atau mungkin belum terdeteksi karena pemeriksaan laboratorium yang dilakukan belum berkesinambungan.

DAFTAR PUSTAKA

1. BADAN TENAGA NUKLIR NASIONAL. Pedoman Pemeriksaan Kesehatan Pekerja Radiasi. BATAN. 2000.
2. TUBIANA, M., DUTREIX,J. and WAMBERSIE, A. Introduction to Radiobiology. New York : Tayor & Francis. 1990.
3. HALL, E.J. Radiobiology for the Radiologist. 5th ed. Lippincott Wlliams & Wilkins, Philadelphia (2000).
4. GUSKOVA, A.K., Radiation sickness classification, dalam : Gusev IA, Guskova AK, Mettler FA eds, Medical management of radiation accidents, CRC Press, Washington DC, 2001.
5. SITI NURHAYATI, Biokenitika Radionuklida di Dalam Tubuh, Efek Paparan Interna, dan Metoda Dekontaminasi, 1995. Presentasi Ilmiah dan Keselamatan Radiasi dan Lingkungan PSPKR BATAN Jakarta.
6. 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.
7. UNITED NATIONS SCIENTIFIC COMMITTEE ON THE EFFECTS OF ATOMIC RADIATION, Ionizing radiation: sources and biological effects, 1982 Report to the General Assembly, United Nations, New York, 1982.
8. AMUNDSON, S.A. and FORNACE, AJ Jr. Gene Expression Profiles for Monitoring Radiation Exposure. *Radiation Protection Dosimetry*.97(1), 11-16.2001
9. LINECKI, J., BAJERSKA, A., and WYSZYNSKA, K., Dose-response relationship for chromosome aberrations in peripheral blood lymphocyte after whole- and partial-body irradiation, *Mutation Research* 110, 103-110, 1983.
10. UNSCEAR . annex H; Early effects in man of high doses of radiation, IAEA, Vienna Austria , 10-20 140, 1988

Tanya – Jawab :**1. Penanya : Hotman Lubis (PRR - BATAN)****Pertanyaan :**

Apakah ada hubungan abrasi kromosom yang besar dengan hematologinya?

Jawaban : Tur Rahardjo (PTKMR – BATAN)

Ada, karena abrasi kromosom yang digunakan adalah darah merah, dalam kromosom yang dilihat adalah sel limpositnya. Hematologi awal penentuan pekerja radiasi diperiksa, kelanjutannya abrasi kromosom.

2. Penanya : R. Haryanto (PTKMR - BATAN)**Pertanyaan :**

Apakah kerusakan sistem hemopoitik hanya disebabkan radiasi pengion saja ?

Jawaban : Tur Rahardjo (PTKMR – BATAN)

Tidak, bisa juga disebabkan karena hal lainnya.

3. Penanya : Subagyo ES. (PPGN - BATAN)**Pertanyaan :**

a. Hb erits menurun bukan disebabkan pengaruh radiasi, bagaimana membedakan menurunnya Hb-erits pekerja radiasi dengan orang awam ?

b. Bagaimana/apa tanda-tanda pengaruh radiasi pada Hb, eritrosit, lekosit, limfosit absolut dan trombosit dapat dijadikan indikasi bahwa orang/pekerja tersebut terkena pengaruh radiasi ?

Jawaban : Tur Rahardjo (PTKMR – BATAN)

a. Tidak dapat dibedakan karena pemeriksaan Hb, eritrosit, lekosit, limfosit absolut dan trombosit merupakan pemeriksaan awal.

b. Karena apabila pekerja radiasi terkena pajanan radiasi, langsung satu atau dua hari pasca pajanan jumlah Hb, eritrosit, lekosit, limfosit absolut dan trombosit akan menurun drastis (30%).

4. Penanya : Cecep Taufik R. (PRR - BATAN)**Pertanyaan :**

Mohon dijelaskan cara kerja alat ABX Micros 60 dan berapa lama waktu yang diperlukan untuk memperoleh datanya?

Jawaban : Tur Rahardjo (PTKMR – BATAN)

Cara penggunaan ABX Micros 60 menggunakan reagen miniclicon, minilyse, minidil, reagen standar; waktu untuk memperoleh data adalah 30 detik.

PEMERIKSAAN ABERASI KROMOSOM TAK STABIL PADA SEL LIMFOSIT PEKERJA RADIASI

Masnelli Lubis dan Iwiq Indrawati
PTKMR – BATAN

ABSTRAK

PEMERIKSAAN ABERASI KROMOSOM TAK STABIL PADA SEL LIMFOSIT PEKERJA RADIASI. Kerusakan struktur kromosom merupakan efek segera akibat pajanan radiasi dimana frekuensinya setara dengan dosis radiasi yang diterima. Aberasi kromosom yang spesifik akibat radiasi adalah disentrik dan cincin. Tujuan makalah ini adalah untuk menentukan frekuensi aberasi kromosom berdasarkan jumlah yang terbentuk dalam memprediksi dampak terhadap kesehatan yang mungkin terjadi akibat pajanan radiasi pada pekerja radiasi dari berbagai macam sumber radiasi. Sebanyak 0,75 ml sampel darah dikultur dalam RPMI 1640 yang diperkaya fetal bovine serum, L-glutamin, penisilin streptomisin, Hepes buffer dan PHA dan kemudian diinkubasi selama 72 jam. Tiga jam sebelum panen, kultur ditambahkan 0,1 ml colchisin. Setelah dipanen, selanjutnya dibuat preparat sel dan diwarnai dengan Giemsa 4% untuk pengamatan kromosom pada 500-1000 sel. Dari 10 pekerja radiasi yang diamati, tujuh pekerja tidak mengalami kerusakan kromosom, sel limfosit berada dalam keadaan normal. Hal ini kemungkinan disebabkan karena paparan radiasi yang diterima oleh pekerja tidak efektif dalam menginduksi aberasi kromosom atau sel limfosit yang membawa aberasi kromosom tersebut telah mengalami kematian dan diganti dengan sel limfosit yang baru dimana pengambilan darah dilakukan beberapa waktu kemudian setelah pajanan. Sedangkan sel limfosit dari tiga pekerja radiasi lainnya mengandung disentrik, cincin dan fragmen asentrik, hal ini sesuai dengan hasil pemantauan bahwa ketiga pekerja pernah menerima dosis radiasi melebihi nilai batas dosis yang diijinkan.

Kata kunci : aberasi kromosom, disentrik, limfosit, dosis, radiasi

ABSTRACT

THE OBSERVATION OF UNSTABLE CHROMOSOME ABERRATION IN LIMPHOCYTE CELLS OF RADIATION WORKERS. The damage of chromosomal structure is early effect of radiation exposure where its frequency is proportional to the dose of radiation. The specific chromosome aberrations induced by radiation are dicentric and ring. Determination of frequency of chromosome aberration based on the number of chromosome induced in predicting the impact on health that may be caused by radiation exposure to radiation workers with various radiation sources. Three fourth milliliter of blood sample was cultured in RPMI 1640 supplemented with fetal bovine serum, L-glutamin, penicilline-streptomycine, Hepes buffer and PHA and then incubated for 72 hours. Three hours before harvest, 0.1 cholchisin was added to the culture. After harvesting, a cell preparate was performed and then was stained with 4% Giemsa solution for the observation of chromosome in 500-1000 cells. Of 10 workers examined, the number of cell from 7 of them was in normal range. This may be caused by the dose of radiation exposure received by those workers could not effectively induce chromosome aberration or lymphocyte cell carrying these chromosome aberration had been died and replaced by new lymphocyte cell and moreover the blood sampling was conducted several weeks after exposure. On other hand, lymphocyte cell of three other workers contained

dicentric, ring and acentric fragments, this is in accordingly with the result of monitoring where these workers had received radiation dose larger than permitted dose limit value.

Keywords : chromosome aberration, dicentric, lymphocyte, dose, radiation

PENDAHULUAN

Pemanfaatan radiasi pengion di semua bidang kehidupan seperti industri, kedokteran, pertanian, penelitian dan pendidikan mengandung risiko kesehatan bagi para pekerjanya. Efek yang terjadi biasanya adalah efek stokastik dan efek deterministik yang merupakan efek biologi pada tubuh [1]. Untuk mencegah adanya efek radiasi maka perlu dilakukan upaya proteksi terhadap sumber radiasinya secara langsung dan kesehatan pekerjanya. Landasan hukum yang berkaitan dengan pemeriksaan kesehatan pekerja radiasi adalah undang-undang No. 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran dan Pasal 9 dari Peraturan Menteri Kesehatan Republik Indonesia No. 172/MENKES/PER/III/1991 tentang Pengawasan kesehatan pekerja radiasi yang menyatakan bahwa : 1) Pemeriksaan kesehatan terhadap pekerja radiasi diadakan sekurang-kurangnya 1 (satu) kali setahun, 2) Pemeriksaan sewaktu-waktu dapat dilakukan berdasarkan pertimbangan dosis radiasi yang diterima atau keadaan kesehatan pekerja radiasi. Pemeriksaan kesehatan pekerja radiasi adalah pemerikssan secara umum dan apabila diperlukan dapat dilakukan pemeriksaan aberasi kromosom untuk memantau adanya efek radiasi terhadap tubuh pekerja [1]

Seiring dengan perkembangan penggunaan zat radioaktif dan atau sumber radiasi lainnya serta meningkatnya tuntutan jaminan keselamatan dalam melakukan pekerjaan, maka program pemantauan dosis pekerja memegang peranan penting dalam rangka pemanfaatan radiasi dalam berbagai bidang. Dengan demikian program pemantauan dosis perorangan harus merupakan bagian dari setiap kegiatan pemamfaatan teknologi nuklir [2]. Menurut ICRP publikasi No. 60 tahun 1991, Nilai Batas Dosis (NBD) dosis efektif untuk pekerja radiasi 20 mSv per tahun, yang direratakan selama 5 tahun, tetapi tidak boleh melampaui 50 mSv dalam setahun. Sedangkan dosis efektif tahunan pada lensa mata nilai NBD adalah 150 mSv, untuk kulit (1cm^2) nilai NBD adalah 500 mSv dan untuk tangan dan kaki nilai NBD adalah 500 mSv [3].

Ketika tubuh terkena pajanan radiasi, sebagian besar sel tubuh dapat mengalami kerusakan sitogenetik khususnya kromosom. Kerusakan sturuktur kromosom atau aberasi kromosom merupakan efek segera akibat pajanan radiasi sehingga dapat digunakan untuk

keperluan pendugaan dosis untuk maksud proteksi radiasi para pekerja. Aberasi kromosom yang spesifik akibat radiasi adalah disentrik dan cincin dalam sel limfosit darah perifer yang merupakan salah satu jenis sel darah putih yang bersirkulasi di seluruh tubuh dan sangat sensitif terhadap radiasi sehingga kerusakan yang terjadi dalam darah perifer dapat memberikan gambaran mengenai dosis paparan radiasi yang diterima individu. Frekuensi terjadinya aberasi kromosom bergantung antara lain pada dosis, energi dan jenis radiasi yang diterima [4].

Aberasi kromosom merupakan indikator kerusakan akibat paparan radiasi pada tubuh yang dapat diandalkan. Pemeriksaan aberasi kromosom, selain untuk memperkirakan tingkat keparahan efek radiasi dan risiko pada kesehatan, juga dapat digunakan sebagai dosimeter biologi. Terdapat 2 kelompok utama aberasi kromosom yang diinduksi oleh radiasi pengion pada sel limfosit darah yaitu aberasi kromosom tidak stabil, seperti kromosom disentrik (kromosom dengan dua sentromer) dan kromosom bentuk cincin, serta aberasi kromosom stabil yaitu translokasi (terjadi perpindahan atau pertukaran fragmen dari dua atau lebih kromosom) [5,6].

Kelompok kromosom bersifat tidak stabil akan mengalami kematian pada saat pembelahan sel, sehingga tidak akan diturunkan pada sel anak. Analisis aberasi kromosom bentuk ini sangat dibatasi oleh waktu dan khusus digunakan untuk memperkirakan dosis radiasi yang diterima pekerja radiasi di atas dosis yang diijinkan. Pemeriksaan sebaiknya dilakukan secepat mungkin [7].

Secara fisik keboleh jadian terjadinya aberasi kromosom adalah interaksi *single hit* antara berkas radiasi dan target (kromosom sel limfosit). Dalam peristiwa ini energi radiasi terserap dalam tubuh manusia, oleh karena itu jumlah aberasi yang terjadi dapat dijadikan sebagai indikasi jumlah dosis radiasi yang diterima oleh tubuh manusia dan sekaligus juga merupakan petunjuk bagi tingkat kerusakan biologis pada tubuh manusia. Semakin banyak aberasi kromosom yang terbentuk menunjukkan semakin besar dosis radiasi yang diterima [7,8].

Tujuan makalah ini adalah untuk menentukan frekuensi aberasi kromosom berdasarkan jumlah yang terbentuk dalam memprediksi dampak terhadap kesehatan yang mungkin terjadi akibat pajanan radiasi pada pekerja radiasi dari berbagai macam sumber radiasi. Diharapkan makalah ini dapat menjadi bahan masukan bagi pekerja radiasi untuk pengawasan dan pengelolaan lingkungan untuk meminimalisasi efek samping pajanan radiasi.

TATA KERJA

Pengambilan sampel

Pengambilan sampel dilakukan terhadap 10 pekerja radiasi dengan usia berkisar antara 23 – 59 tahun, masa kerja dan berbagai sumber radiasi yang digunakan. Dari setiap pekerja radiasi diambil sampel darah perifer sekitar 5 ml, menggunakan *syringe* dan segera diberi 0,003 ml heparin sebagai antikoagulan.

Pembiakan darah

Sampel darah dibiakkan secara triplo. Ke dalam tabung kultur, dimasukkan media pertumbuhan yaitu 7,5 ml RPMI-1640, 0,1 ml L- Glutamin, 1 ml serum Fetal bovine, 0,2 ml Penisilin Streptomisin, 0,2 ml Hepes buffer, 0,75 ml darah dan 0,06 ml PHA. Tabung kemudian ditutup rapat, dikocok dan disimpan dalam inkubator pada suhu 37°C selama 72 jam. Setelah diinkubasi selama 69 jam, ke dalam biakan ditambahkan 0,1 ml colchisin. Setelah masa inkubasi mencapai 72 jam, kultur sel darah dipanen.

Pemanenan hasil kultur

Biakan dipindahkan ke tabung sentrifus dan disentrifus pada kecepatan 1300 rpm selama 10 menit. *Supernatan* dibuang dan endapan darah diaduk, kemudian ditambahkan 10 ml KCl 0,56%, dikocok dan disimpan pada *waterbath* suhu 37°C selama 13 menit. Selanjutnya tabung kultur disentrifus pada 1300 rpm selama 10 menit. *Supernatan* dibuang tetapi disisakan 1-2 ml dan tabung dijentik agar tidak terjadi gumpalan. Kemudian pada endapan ditambahkan 4 ml larutan carnoy (methanol : asam asetat = 3 : 1), divortex, tambahkan lagi larutan carnoy hingga volume mencapai 10 ml kemudian larutan dikocok sampai homogen. Larutan disentrifus kembali dengan kecepatan 1300 rpm selama 10 menit. Langkah ini diulang beberapa kali sampai diperoleh *supernatan* yang jernih dan endapan sel limfosit berwarna putih.

Pembuatan preparat dan pewarnaan

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

Pengamatan

Untuk mengetahui adanya aberasi kromosom, dengan menghitung dan mengamati jumlah sel aberasi kromosom pada preparat seperti disentrik, cincin dan asentrik fragmen. Sel yang dihitung biasanya berkisar dari 500 sampai 1000 sel pada stadium metafase dengan perbesaran 1000x. Jika pada pengamatan sampai 500 sel tidak ditemukan kelainan atau aberasi kromosom seperti disentrik dan cincin, maka pengamatan dihentikan. Jika ditemukan kelainan kromosom maka pengamatan dilanjutkan sampai mencapai 1000 sel.

HASIL DAN PEMBAHASAN

Telah dilakukan pemeriksaan aberasi kromosom tak stabil terhadap sampel darah 10 pekerja radiasi dan hasilnya disajikan dalam Tabel 1. Analisis dilakukan di bawah mikroskop dengan perbesaran 1000x.

Tabel 1. Data aberasi kromosom tak stabil pada sel limfosit pekerja radiasi

No.	Kode Nama	Usia (thn)	Lama bekerja (tahun)	Sumber radiasi Yang berhubungan dengan pekerja	Jumlah sel metafase	di-sentrik	cincin	Asentrik fragmen
1.	A	29	8	^{192}Ir , ^{131}I , Mo, ^{99}Tc	500	0	0	0
2.	B*	32	4	^{192}Ir , ^{131}I , Mo	1000	3	0	3
3.	C	32	5	^{192}Ir , ^{131}I , ^{32}P , Mo, ^{99}Tc	500	0	0	0
4.	D*	59	37	^{192}Ir , ^{131}I , Mo, Hasil fisi ^{235}U	929	1	0	1
5.	E*	47	19	^{192}Ir , ^{131}I , Mo, ^{99}Tc	1000	3	1	3
6.	F	43	16	Hasil Fisi ^{235}U	500	0	0	0
7.	G	54	22	^{192}Ir , ^{131}I , Mo	500	0	0	0
8.	H	30	6	^{192}Ir , ^{131}I , Mo, Hasil fisi ^{235}U , ^{32}P	500	0	0	0
9.	I	29	4	^{131}I , Mo	500	0	0	0
10.	J	26	5	^{131}I , Mo, Hasil Fisi	250	0	0	0

Aberasi kromosom disentrik, kromosom cincin dan asentrik fragmen hanya teramati pada 3 sampel darah pekerja radiasi. Dari data yang diperoleh, 1 orang pekerja radiasi tersebut pernah menerima dosis radiasi melebihi NBD tahunan yakni dosis ekivalen untuk seluruh tubuh atau Hp (10) dan 2 orang pekerja radiasi yang terinduksi sudah cukup lama bekerja dalam waktu lebih dari 19 tahun, kemungkinan selama bekerja pernah menerima dosis melebihi nilai batas dosis yang diizinkan. Terjadinya frekuensi aberasi kromosom akibat radiasi latar pada sel limfosit adalah 1 dalam 1000 sel. Sedangkan 7 pekerja lain menunjukkan kromosom yang normal baik jumlah maupun aberasi yang tidak bergantung pada umur dan lama kerja. Hal ini kemungkinan karena paparan radiasi yang diterima oleh pekerja bersangkutan tidak cukup besar untuk dapat

menginduksi terbentuknya kerusakan kromosom. Meskipun aberasi kromosom tak stabil telah terbentuk, tetapi sel limfosit yang membawa aberasi kromosom tersebut mungkin telah mengalami kematian dan diganti dengan sel limfosit yang baru, karena pengambilan darah dilakukan beberapa waktu kemudian setelah terjadi paparan. Selain itu terdapat dua pekerja radiasi lain yang dalam analisis jumlah sel metafase kurang dari 500 sel yakni hanya 250 dan 929 sel, hal ini kemungkinan karena sampel sel darah pekerja yang kurang sehat sehingga pertumbuhan sel pada saat dibiakkan kurang optimal.

Terjadinya aberasi kromosom pada pekerja radiasi ternyata tidak berpengaruh dari segi usia dan lama bekerja, tetapi bergantung pada kondisi pekerja saat melakukan pekerjaannya. Ada beberapa hal yang kemungkinan menyebabkan pekerja radiasi tersebut terkena paparan radiasi, antara lain jenis pekerjaan yang dilakukan sehari-hari yang berhubungan dengan risiko yang diterima pekerja radiasi, baik dengan sumber radiasi tinggi ataupun rendah, dan tidak memperhatikan peraturan keselamatan kerja yang berlaku.

Terbentuknya aberasi kromosom dalam suatu penyerapan dosis merupakan suatu proses probabilistik. Karena probabilitas terbentuknya aberasi kromosom relatif kecil maka diperlukan sampel darah yang banyak. Untuk dosis lebih besar dari 1,0 Gy diperlukan pengamatan sekitar 200 sel metafase, sedangkan untuk dosis yang lebih rendah diperlukan sekitar 1000 sel metafase [5]. Frekuensi kromosom disentrik oleh radiasi latar pada sel limfosit sekitar 1 per 1000 sel, radiasi dapat menginduksi disentrik dengan laju sekitar 4/100 sel/Gy. Frekuensi kromosom disentrik dan cincin meningkat pada darah dengan radiasi latar lebih tinggi. Hasil penelitian secara *in vitro* pada sel limfosit manusia menunjukkan bahwa dosis radiasi sinar X terendah yang dapat menginduksi aberasi kromosom tidak stabil (disentrik dan cincin) dan mutasi adalah 20 mGy, sedangkan dosis radiasi sinar gamma yang dapat menginduksi aberasi kromosom stabil adalah 250 mGy. Beberapa studi tidak diperoleh informasi tentang efek radiasi pada dosis jauh dibawah dosis 20 mGy untuk aberasi kromosom, 100 mGy untuk transformasi lokasi sel dan 200 mGy untuk mutasi somatik. Bentuk pasti dari respon untuk efek selular pada dosis rendah masih belum jelas [9].

Pemakaian alat-alat keselamatan kerja dalam melakukan pekerjaan sehari-hari sangatlah membantu untuk menghindari segala resiko yang akan menyebabkan bahaya bagi keselamatan tubuh, seperti pemakaian dosimeter fisik, jas laboratorium, masker, sarung tangan, alas kaki dan penutup kepala. Apabila aturan-aturan keselamatan kerja

tersebut diterapkan dengan baik tentu risiko terjadinya kerusakan sel pada tubuh akan dapat dihindari, baik paparan radiasi internal maupun eksternal.

Paparan radiasi akut seluruh tubuh dengan dosis tinggi berpotensi besar untuk menimbulkan sindroma radiasi akut dengan gejala kerusakan pada organ pembuat darah, saluran pencernaan makanan, atau bahkan susunan syaraf pusat dan sistem jantung dan peredaran darah dengan akibat yang parah hingga kematian LD_{50/60} atau *median lethal dose* 60 hari setelah terpapar adalah sebesar 3-5 Gray, tanpa pertolongan medik. Pemaparan lokal dengan dosis radiasi tinggi akan menimbulkan akibat yang bervariasi dari yang ringan berupa kemerahan kulit (eksterna) hingga nekrosis atau kematian jaringan. Bila di bawah kulit yang terpapar secara lokal tersebut terdapat organ-organ penting (usus, gonad, paru-paru dsb) maka dengan sendirinya organ tersebut akan mendapatkan pemaparan juga dengan dampak fatal pada organ-organ itu. Sedangkan kontaminasi internal akan menimbulkan dampak kesehatan yang bervariasi tergantung intensitas dan jenis bahan radio aktif kontaminan. Selain efek akut masih ada kemungkinan korban pada suatu saat akan mendapatkan efek tunda berupa leukemia, kanker atau efek genetik [2].

Untuk menciptakan kondisi kerja yang aman harus mengikuti kaidah-kaidah yang telah digariskan. ICRP menekankan tiga azas dalam pemanfaatan teknik nuklir dalam berbagai bidang kegiatan. Ketiga azas tersebut adalah : justifikasi atau pembenaran, optimisasi proteksi dan pembatasan penerimaan dosis. Azas optimisasi dimaksudkan agar kemungkinan penerimaan dosis radiasi oleh pekerja maupun anggota masyarakat dapat ditekan serendah mungkin dengan mempertimbangkan faktor sosial dan ekonomi. Jadi penekanan penerimaan dosis radiasi ini tidak bisa dilakukan hanya dengan mengandalkan pada aspek teknis saja, misal menggunakan peralatan atau teknologi terbaik yang belum tentu layak secara ekonomi [10].

Untuk itu selayaknya bagi pekerja yang bekerja dengan sumber radiasi sangat penting untuk memperhatikan soal keselamatan. Jika tubuh terkena paparan radiasi, sel-sel darah yang rusak akan dapat cepat pulih kembali bergantung pada dosis radiasi yang diterima, sehingga tidak berakibat fatal pada tubuh dan sistem peredaran darah. Namun untuk memastikan terjadinya kerusakan pada kromosom, perlu dilakukan analisis aberasi kromosom seperti yang dilakukan dalam penelitian ini. Jumlah pekerja radiasi yang diperiksa masih sangat sedikit dibandingkan dengan jumlah total pekerja radiasi, sehingga perlu dilakukan penelitian lanjutan dengan sampel dan literatur yang lebih banyak lagi.

KESIMPULAN

Dari 10 sampel sel limfosit pekerja radiasi, tiga diantaranya terdapat adanya aberasi kromosom bentuk disentrik, cincin dan fragment asentrik. Terdapat kemungkinan bahwa pekerja radiasi tersebut memang terkena pajanan radiasi saat bekerja tanpa menggunakan alat pelindung tubuh dan tidak memakai peralatan keselamatan radiasi saat bekerja.

DAFTAR PUSTAKA

1. BATAN, Pedoman Pemeriksaan Kesehatan Pekerja Radiasi, No. Dokumen RBN, KN0102.002, Batan, Jakarta, 2000.
2. WIHARTO, K., Illicit trafficking bahan nuklir dan bahan radioaktif : Kajian Kasus-kasus. *Buletin ALARA* Volume 6 Nomor 1, hal. 57 – 61, 2004,
3. HISWARA, E, SUYATI, DAN MUKHLIS, A., Nilai Batas Dosis : Riwayat Perkembangan dan dasar Penetapannya, *Pros. Presentasi ilmiah Keselamatan Radasi dan lingkungan*, Jakarta, hal. 33 – 42, 1994.
4. HALL, E. J., *Radiobiology for the Radiobiologist*, JB Lippincott Company, Philadelphia, 5-th Edition, 2000.
5. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Cytogenetic Analysis For Radiation Dose Assessment. A Manual Series No. 405*, IAEA-Vienna Austria, 2001.
6. EDWARDS., AA., The use of chromosomal aberrations in human lymphocytes for biological dosimetri, *Radiation research* 148, 539-544,1977.
7. INDRAWATI, I. dan LUSIYANTI, Y., Studi aberasi kromosom pada pekerja radiasi, *Prosiding Presentasi Ilmiah Keselamatan Radiasi Dan Lingkungan*, Jakarta, hal. 481 – 485, 1995
8. LUSIYANTI, Y. INDRAWATI, I., LUBIS, M., BUDIANTARI,C.T., Aberasi kromosom Limfosit Perifer Tak Stabil yang Diinduksi Sinar gamma Co-60 Laju Dosis Rendah, *Prosiding Presentasi Ilmiah Keselamatan Radiasi Dan Lingkungan IX*, Jakarta, hal 165 – 173, 2004.
9. UNITED NATIONS SCIENTIFICS COMMITTEE ON THE EFFECTS OF ATOMIC RADIATION 2000 REPORT TO THE GENERAL ASSEMBLY. Sources and Effectst of Ionizing Radiation. Vol. II. United Nation, New York. 2000.

10. YULIATI, H., SUYATI dan KUSUMAWATI, D.D, Entrance dose pasien radiografi lumbosacral, *Prosiding Presentasi Ilmiah Keselamatan Radiasi dan Lingkungan IX*, Jakarta, hal 128 – 129, 2005.

Tanya jawab :

1. Penanya : Nurrohmah (PTKMR – BATAN)

Pertanyaan :

Dalam presentase, saudara menyatakan bahwa salah satu penyebab penerimaan dosis yang besar oleh pekerja radiasi adalah tidak digunakan sistem peralatan keselamatan radiasi, yang ditanyakan adalah apakah tidak digunakannya sistem peralatan keselamatan radiasi menyebabkan seorang pekerja radiasi dapat menerima dosis radiasi yang besar. Bagaimana dengan azas/prinsip proteksi radiasi?

Jawaban : Masnelli Lubis (PTKMR – BATAN)

Jika seorang pekerja radiasi bekerja dengan tidak menggunakan sistem peralatan keselamatan radiasi tentu tidak bisa mendeteksi radiasi yang terpapar pada tubuh, tapi dengan menggunakan metoda aberasi kromosom dengan pengambilan sampel darah sedini mungkin bisa dideteksi, namun tergantung dari besarnya dosis radiasi yang diterima tubuh. Azas /prinsip proteksi radiasi dimaksudkan agar kemungkinan penerimaan dosis radiasi oleh pekerja maupun anggota masyarakat dapat ditekan serendah mungkin dengan mempertimbangkan faktor sosial dan ekonomi.

2. Penanya : Agustiar (PKTN – BATAN)

Pertanyaan :

1. Dalam melakukan kegiatan ini ibu mengacu standar apa?
2. Apakah ibu melakukan kalibrasi, dimana?
3. Mungkin bisa dijelaskan proses sehingga alat ibu tersebut standar?

Jawaban : Masnelli Lubis (PTKMR – BATAN)

1. Kegiatan pada penelitian aberasi kromosom di bidang Biomedika mengacu pada standar ICRP tahun 1960.
2. Kalibrasi alat dilakukan pada PT. KALIMAN
3. Proses standar alat tidak dilakukan sendiri, tapi dilakukan oleh petugas kalibrasi, di bidang kami hanya bisa melakukan proses uji steril alat.

3. Penanya : Rusydi S (PPGN – BATAN)

Pertanyaan :

Mana yang lebih berbahaya radiasi internal atau external terhadap aberasi kromosom?

Jawaban : Masnelli Lubis (PTKMR – BATAN)

Radiasi internal dan external sama-sama berbahaya terhadap aberasi kromosom, namun pada radiasi internal radiasi Alfa lebih berbahaya dari yang lain dan radiasi Gamma untuk radiasi external.

PENGUKURAN KUALITAS BERKAS RADIASI PESAWAT SINAR-X MAMOGRAFI UNTUK JAMINAN KUALITAS

Dyah Dwi Kusumawati
PTKMR – BATAN

ABSTRAK

PENGUKURAN KUALITAS BERKAS RADIASI PESAWAT SINAR-X MAMOGRAFI UNTUK JAMINAN KUALITAS. Telah dilakukan pengukuran kualitas berkas sinar-X mamografi pada tujuh pesawat yang berbeda dan dinyatakan dalam nilai HVL dengan satuan mm Al. Pesawat mamografi yang diukur terdapat di beberapa rumah sakit besar di pulau Jawa. Pengukuran intensitas berkas dilakukan dengan menggunakan TLD-100. HVL yang diperoleh dibandingkan dengan nilai batas dari *Radiation Safety Act 75 (2000)* dan yang direkomendasikan *IAEA-Tecdoc 1447*, yang menentukan persyaratan pengukuran HVL dilakukan pada tegangan tabung 28 kVp. Kualitas berkas dari ketujuh pesawat mamografi dapat dikatakan memenuhi kriteria jaminan kualitas menurut prosedur *Radiation Safety Act 75*. Namun tidak seluruhnya berada dalam nilai batasan yang direkomendasikan *IAEA – Tecdoc 1447*. Perlu dilakukan uji akurasi dan konsistensi kVp sebelum pengukuran kualitas berkas sinar-X.

Kata kunci : Kualitas berkas, mamografi, HVL, kendali kualitas.

ABSTRACT

MEASUREMENT OF X-RAY BEAM QUALITY ON MAMMOGRAPHY FOR QUALITY CONTROL. Measurement of X-ray beam quality of mammography units had been carried out on 7 different machines and counted on its HVL in mm Al. The machines were located on the different hospitals in Java Island. Beam intensity had been measured by TLD-100. The HVL obtained were compared with the limited values based on Compliance Test on Mammographic published by Radiation Safety Act 75 (2000) and IAEA-Tecdoc 1447 that stated the requirement of HVL measurement was carried out on 28 kVp. HVL of all 7 mammography units could fulfill quality assurance criteria according to Radiation Safety Act 75 procedur. But not all of them were in limited value recommended by IAEA-Tecdoc 1447. KVp accuracy and consistency test must be properly carried out before X-ray beam quality measurement.

Keyword : beam quality, mammography, HVL, quality control.

PENDAHULUAN

Mamografi merupakan salah satu peralatan radiodiagnostik yang memanfaatkan sinar-X untuk membentuk citra organ payudara pada lembar film radiografi. Sinar-X berenergi rendah akan menembus organ ‘*mammae*’ yang dikompresi sehingga akan menimbulkan efek pada film yang diletakkan di bawahnya. *Image* (citra) dari organ payudara yang terbentuk pada film dapat digunakan untuk deteksi adanya kanker di antara jaringan normal ^[1,2].

Kualitas berkas sinar-X pada pesawat mamografi merupakan keluaran pesawat yang dinyatakan sebagai tegangan kerja pesawat. Untuk keperluan medik kualitas berkas sinar-X dengan tegangan tabung di bawah 400 kV dinyatakan dalam nilai tebal paro (HVL) pada energi yang digunakan^[3]. Pada pesawat mamografi digunakan sinar-X berenergi rendah dengan tegangan puncak berkisar pada 25 – 35 kVp atau kualitas berkasnya disetarakan dengan nilai HVL dalam milimeter Aluminium^[1,2,4]. Untuk keperluan proteksi radiasi maka perlu adanya informasi dosis dari setiap pesawat. Pengukuran dosis menggunakan fantom “*mammae*” yang telah terakreditasi merupakan pendekatan yang cukup dapat diterima. Hal ini mengingat sulitnya pengukuran dosis langsung pada organ payudara yang akan mengganggu citraan pada film radiografi.

Penentuan kualitas berkas sinar-X (HVL) digunakan untuk menentukan nilai dosis yang diterima oleh pasien. Beberapa hal yang mempengaruhi nilai HVL adalah filtrasi baik bawaan (inherent) maupun tambahan (added filter), tegangan tabung pesawat sinar-X, target dan frekwensi generator. Oleh karena itu sebelum pengukuran HVL perlu dilakukan uji konsistensi dan akurasi kV sehingga dalam perhitungan dosis hasilnya akan lebih akurat.

Pada mamografi besaran yang penting dalam tindakan kendali kualitas selain HVL adalah *mean glandular dose* (MGD), yang merupakan dosis efektif radiasi pada kelenjar payudara (*glandular*). Dalam perhitungan nilai MGD diperlukan faktor konversi terhadap dosis permukaan (*entrance surface dose*) yang sangat tergantung pada HVL dan target pada pesawat. Oleh karena itu penentuan HVL pada tegangan kerja yang umum digunakan dalam praktek sangat perlu dilakukan.

Pada makalah ini akan dibahas hasil penentuan kualitas berkas sinar-X beberapa pesawat mamografi yang berbeda pada beberapa rumah sakit di pulau Jawa. Hasilnya dievaluasi menggunakan prosedur uji kepatuhan untuk mamografi yang dikeluarkan oleh Radiation Safety Act 1975 (2nd edition) 2000, Australia Barat^[5] dan batas toleransi pada IAEA - Tecdoc 1447^[6]. Intensitas berkas sinar-X dan dosis diukur menggunakan dosimeter termoluminesensi ⁷LiF (TLD-100).

TEORI

Kualitas berkas sinar-X mamografi yang berenergi rendah ditentukan dengan mengukur nilai tebal paro (HVL) terhadap filter aluminium (Al).

Intensitas keluaran pesawat tanpa filter diukur pada jarak tertentu dari fokus sebagai intensitas awal (I_0). Kemudian filter Al dengan ketebalan (t) bervariasi antara 0,1 – 0,3 mm dipasang sebagai penghalang dan diukur intensitasnya pada jarak yang sama sebagai intensitas pada tebal t (I_t). Koefisien atenuasi linier (μ) adalah fraksi pelemahan suatu bahan yang dapat ditentukan dengan persamaan sebagai berikut ^[1]:

$$I_t = I_0 e^{-\mu t} \quad \text{atau} \quad \mu = 1/t \ln (I_0/I_t) \quad \dots\dots\dots(1)$$

Tebal paro atau HVL dapat ditentukan apabila nilai $I_t / I_0 = 1/2$ atau $I_0 / I_t = 2$, sehingga persamaan (1) dapat diubah menjadi :

$$\mu = 0,693 / \text{HVL} \quad \text{atau} \quad \text{HVL} = 0,693 / \mu \quad \dots\dots\dots(2)$$

Hasil pengukuran kemudian dievaluasi menurut batasan nilai HVL yang dapat diterima, mengacu pada batasan nilai yang dikeluarkan oleh Radiation Safety Act 75 (2nd ed.) 2000 dan IAEA-Tecdoc-1447. Adapun batasan nilai dari kedua institusi ini dapat dilihat pada Tabel 1 di bawah ini:

Tabel 1. Batasan nilai kualitas berkas sinar-X yang dapat diterima ^[5,6]

Institusi	Batasan nilai HVL (mm Al)	Kondisi
Radiation Safety Act 75	$kVp/100 \leq \text{HVL} \leq (kVp/100) + c$	Kombinasi target/filter Mo/Mo $\rightarrow c = 0,12$
IAEA-Tecdoc-1447	$0,31 \leq \text{HVL} \leq 0,40$	Diukur pada 28 kVp

Perkiraan dosis pasien diukur menggunakan fantom standar dengan anggapan organ terkompresi menurut komposisi 50% jaringan payudara (*adipose*) dan 50% kelenjar susu (*glandular*). Dosis yang diukur pada permukaan fantom merupakan *entrance surface air kerma* (ESAK). Sedangkan dosis efektif organ atau *mean glandular dose* (MGD) diperoleh dengan cara mengalikan ESAK terhadap suatu faktor konversi (f_c) yang nilainya tergantung pada kualitas berkas sinar-X dan komposisi organ payudara pasien.

PERALATAN DAN TATA KERJA

Intensitas berkas sinar-X baik sebelum dan sesudah menembus filter diukur dengan menggunakan dosimeter termoluminesensi ${}^7\text{LiF}$ (TLD-100) buatan Harshaw Chemical Company, USA. TLD yang digunakan telah dikelompokkan menurut tanggapan yang homogen dan telah dikalibrasi serta dikemas dalam paket berisi 3 TLD chip. TLD-100 diberi perlakuan panas pra-irradiasi selama 1 jam pada suhu 400°C dilanjutkan dengan suhu 200°C selama 2 jam untuk mengosongkan sisa informasi yang kemungkinan masih tertinggal.

Filter yang digunakan pada penentuan kualitas berkas sinar-X mamografi adalah filter Al yang dibuat oleh RMI Company dengan tingkat kemurnian 99,99% dan ketidakpastian ketebalan $\pm 1\%$. Sedangkan pesawat mamografi yang diukur meliputi tujuh buah pesawat yaitu pesawat Philips Mammodiagnost UC, Acoma M18-5010, Shimadzu Co, Circlex, Siemens Mammomat C3, Sureview ATS "Picker", Siemens Mammomat C, Sureview Manual Picker.

Pengukuran intensitas awal I_0 (tanpa filter) dilakukan dengan menempelkan paket TLD pada titik pusat kolimator. Sedang pengukuran intensitas sinar-X menggunakan tebal filter Al (t) dilakukan dengan cara menempelkan TLD di bawah filter tepat pada titik fokusnya dengan variasi ketebalan filter 0,1 – 0,3 mmAl. Informasi TL yang tersimpan dibaca dengan sistem alat baca TL-Reader Harshaw 2000 A+B.

HASIL DAN PEMBAHASAN

Tabel 2 di bawah ini menyajikan hasil pengukuran intensitas sinar-X tanpa filter (I_0) dan dengan filter Al (I_t) yang tebalnya (t) berbeda-beda dari tujuh pesawat yang digunakan. Dengan menggunakan persamaan (1) dan (2) diperoleh hasil pengukuran HVL yang disajikan pula pada Tabel 2.

Tabel 2. Hasil pengukuran HVL pesawat mamografi.

No	Merk Pesawat / kondisi	I_0 (nC)	t (mmAl)	I_t (nC)	μ (mm ⁻¹)	HVL (mm Al)
1	Philips Mammodiagnost UC 24 kVp – 200 mAs	289,02	0,1	224,33	2,594	0,274
			0,2	171,83	2,600	0,267
			0,3	134,4	2,552	0,272
HVL Rerata					0,271 ± 0,004	
2	Acoma M18-5010 28 kVp – 80 mAs	40,04	0,1	31,54	2,386	0,290
			0,2	24,86	2,383	0,291
			0,3	19,71	2,363	0,293
HVL Rerata					0,291 ± 0,002	
3	Shimadzu Co. Circlex 25 kVp – 200 mAs	125,72	0,1	98,84	2,358	0,294
			0,2	76,57	2,455	0,282
			0,3	62,11	2,335	0,297
HVL Rerata					0,291 ± 0,008	
4	Siemens Mammomat C3 28 kVp – 125 mAs	153,15	0,1	122,98	2,191	0,316
			0,2	96,89	2,292	0,303
			0,3	78,60	2,222	0,312
HVL Rerata					0,310 ± 0,007	
5	Sureview ATS “Picker” 28 kVp – 200 mAs	197,93	0,1	159,95	2,13	0,325
			0,2	127,42	2,20	0,315
			0,3	103,87	2,15	0,322
HVL Rerata					0,321 ± 0,005	
6	Siemens Mammomat C 27 kVp – 100 mAs	127,54	0,1	103,87	2,055	0,337
			0,2	82,74	2,165	0,320
			0,3	68,71	2,063	0,336
HVL Rerata					0,331 ± 0,007	
7	Sureview Manual Picker 27 kVp – 100 mAs	813,7	0,1	103,87	2,133	0,325
			0,2	82,74	2,072	0,334
			0,3	68,71	2,085	0,332
HVL Rerata					0,330 ± 0,005	

Faktor eksposi pesawat (kVp, mA dan waktu s) pada saat pengukuran, hasil perhitungan koefisien atenuasi linier (μ) dan HVL dari setiap ketebalan filter juga dicantumkan pada tabel tersebut.

Nilai HVL rerata pesawat Phillips Mammo diagnost UC menunjukkan hasil yang terendah yaitu $0,271 \pm 0,004$ mm Al dengan faktor eksposi 24 kVp – 200 mAs, sedang hasil tertinggi ditunjukkan oleh pesawat mamografi Siemens Mammomat C yaitu $0,331 \pm 0,007$ mm Al pada kondisi faktor eksposi 27 kVp – 100 mAs.

Di Indonesia peraturan atau protokol khusus yang mengatur tentang jaminan kualitas atau kendali kualitas dan batasannya menyangkut aspek proteksi radiasi pada kegiatan radiodiagnostik, termasuk mamografi belum diterbitkan. Maka untuk evaluasi hasil pengukuran yang diperoleh dibandingkan dengan batasan pada prosedur tes yang dikeluarkan Radiation Safety Act 75 (2nd edition) 2000 dan batasan pada IAEA - Tecdoc 1447 .

Batasan nilai HVL yang dapat diterima terlihat pada tabel 1. Menurut prosedur tes dari Radiation Safety Act 75 (RSA 75) batasan nilai HVL berada pada $kVp/100 \leq HVL \leq (kVp/100) + c$ mmAl dengan c adalah suatu konstanta yang nilainya tergantung pada kombinasi target-filter pada pesawat mamografi. Untuk kombinasi target – filter molibdium/molibdium (Mo/Mo) seperti yang terdapat pada seluruh pesawat mamografi yang diukur, nilai c adalah 0,12. Sedangkan menurut Tecdoc-1447, rekomendasi untuk prosedur Jaminan Kualitas pesawat mamografi diadopsi dari ICRP no.73 dan protokol CEC (Komisi Masyarakat Eropa) untuk mamografi. Tindakan pembatasan (action limit) ditentukan bila $HVL < 0,31$ mmAl atau $HVL > 0,40$ mmAl diukur pada tegangan tabung sinar-X 28 kVp^[6,7]. Dengan kata lain HVL yang memenuhi rekomendasi ini adalah $0,31 \leq HVL \leq 0,4$ mmAl.

Menurut nilai batasan dan ketentuan dari kedua acuan di atas maka hasil pengukuran HVL ketujuh pesawat mamografi dapat dievaluasi statusnya, memenuhi kriteria atau tidak, seperti pada Tabel 3. Tabel 3 menjelaskan bahwa seluruh hasil pengukuran nilai HVL dari pesawat sinar-X mamografi memenuhi nilai batas yang ditentukan oleh Radiation Safety Act 75. Namun hasil tersebut tidak semuanya dapat dievaluasi menurut rekomendasi dari IAEA-Tecdoc 1447. Hanya dua pesawat yaitu pesawat Siemens Mammomat C3 dan pesawat Sureview ATS Picker yang memenuhi persyaratan pengukuran yaitu dilakukan pada tegangan tabung 28 kVp dan HVL yang diperolehpun masih di dalam nilai batasan yang direkomendasikan. Dua pesawat mamografi yang lain yaitu Siemens Mammomat C dan Sureview Manual Picker menunjukkan hasil HVL yang memenuhi batasan yang direkomendasikan, namun pengukuran tidak dilakukan pada tegangan tabung yang disyaratkan. Untuk kedua pesawat mamografi ini sebaiknya dilakukan pengukuran ulang menggunakan tegangan tabung yang disyaratkan untuk memastikan hasilnya. Dalam hal ini hanya pesawat Acoma M18 – 5010 yang pengukuran HVL-nya dilakukan pada tegangan yang disyaratkan yaitu 28 kVp namun hasilnya tidak memenuhi kriteria nilai batas yaitu 0,291 mm Al. Perlu dijelaskan di sini bahwa pengukuran HVL yang dilakukan tidak diawali dengan uji konsistensi kV, sehingga nilai kVp yang sebenarnya tidak terpantau.

Tabel 3. Status evaluasi nilai HVL pesawat mamografi menurut RSA 75 dan IAEA Tecdoc 1447

Merk Pesawat /target-filter	kVp	HVL rerata (mm Al)	Nilai Batas RSA 75	Status menurut RSA 75	Status menurut Tecdoc-1447
Philips Mammodiagnost Mo/Mo	24	0,271±0,004	0,24≤HVL≤0,36	Memenuhi	Tidak memenuhi
Acoma M18 – 5010 Mo/Mo	28	0,291±0,002	0,28≤HVL 0,40	Memenuhi	Tidak memenuhi
Shimadzu Co,Ciclex Mo/Mo	25	0,291±0,008	0,25≤HVL≤0,37	Memenuhi	Tidak memenuhi
Siemens Mammomat C3 Mo/Mo	28	0,310±0,007	0,28≤HVL≤0,40	Memenuhi	Memenuhi
Sureview ATS “Picker” Mo/Mo	28	0,321±0,005	0,28≤HVL≤0,40	Memenuhi	Memenuhi
Siemens Mammomat C Mo/Mo	27	0,331±0,007	0,27≤HVL≤0,39	Memenuhi	Kurang memenuhi
Sureview Manual Picker Mo/Mo	27	0,330±0,005	0,27≤HVL≤0,39	Memenuhi	Kurang memenuhi

Pengukuran nilai HVL yang telah dilakukan pada ketujuh pesawat mamografi menunjukkan hasil yang cukup baik karena masih memenuhi salah satu nilai batas dari kedua acuan yang digunakan. Dengan demikian pesawat sinar-X dapat digunakan untuk penyinaran pasien dengan hasil yang memenuhi kriteria proteksi radiasi.

KESIMPULAN DAN SARAN

Dari hasil pengukuran kualitas berkas sinar-X mamografi pada tujuh pesawat yang berbeda dinyatakan dalam nilai HVL dengan satuan mm Al seluruhnya memenuhi kriteria batas nilai yang ditentukan oleh Radiation Safety Act 75. Pengukuran pada tegangan kerja pesawat antara 24 – 28 kVp diperoleh nilai HVL antara 0,271 – 0,330 mmAl. Bila dibandingkan dengan kriteria yang direkomendasikan pada IAEA – Tecdoc 1447 hanya dua pesawat mamografi yang hasil pengukuran HVL-nya memenuhi kriteria ini dengan persyaratan pengukuran pada 28 kVp, yaitu pesawat Siemens Mammomat 3 dan Sureview “ATS” Picker dengan nilai HVL antara 0,310 – 0,321 mm Al.

Metoda ini dapat digunakan pada instalasi mamografi dalam rangka menjalankan program jaminan kualitas maupun kendali kualitas secara berkala, sehingga proteksi radiasi baik pada pasien, pekerja maupun masyarakat berjalan dengan optimal. Untuk kondisi Indonesia dalam rangka penegakan disiplin jaminan kualitas tahap awal, maka perlu dipertimbangkan pemilihan prosedur jaminan kualitas yang fleksibel dengan kriteria nilai batas yang agak longgar, seperti pada prosedur uji kepatuhan yang dikeluarkan oleh Radiation Safety Act 75.

DAFTAR PUSTAKA

1. SPRAWLS, PERRY, Jr., Physical Principles of Medical Imaging, Medical Physics Publishing, Madison, Wisconsin (2000).
2. WOLBARST, A. BRINTON, Physics of Radiology, Prentice Hall International (UK) Limited, London, 1993.
3. AKHADI, M., Dasar-dasar Proteksi Radiasi, Rineka Cipta, Juni (2000).
4. UNSCEAR, Source and Effect of Ionizing Radiation, UNSCEAR 2000 Report to the General Assembly, with Scientific Annexes, Volume I : Sources, 2000.
5. RADIATION SAFETY ACT 75, Diagnostic X- ray Equipment Compliance Testing, Workbook 2 Mammography Equipment, Health Departement of Western Australia, 2nd edition, 2000.
6. IAEA-TECDOC-1447, Optimization of the Radiological Protection of Patients : Image quality and dose in mammography ,Vienna, May 2005.
7. EUROPEAN COMMISION, European Protocol for the Quality Control of the Physical and Technical Aspects of Mammography Screening, Luxembourg, 2001.

Tanya jawab :

1. Penanya : Yayan Tahyan (PRR – BATAN)

Pertanyaan :

Dari Tabel 3, apa kriteria yang dimaksud dengan “tidak memenuhi” dan “kurang memenuhi”, karena biasanya dalam jaminan kualitas hanya ada 2 (memenuhi & tidak)?

Jawaban : Dyah (PTKMR – BATAN)

Karena program jaminan kualitas ini baru tahap wacana, maka kami memberikan penilaian yang agak longgar dan disertai dengan saran pelaksanaan yang memadai.

DETEKSI DINI HIPOTIROID KONGENITAL DI NUSA TENGGARA BARAT

Kristina Dwi Purwanti, Susyati, Sri Insani W.W dan Irma S Hapsari
PTKMR - BATAN

ABSTRAK

DETEKSI DINI HIPOTIROID KONGENITAL DI NUSA TENGGARA BARAT. Hipotiroid kongenital adalah kelainan bawaan dimana kadar Tiroksin (*T4*) menurun dalam sirkulasi. Hal ini disebabkan asupan iodium yang kurang pada ibu hamil sehingga dapat menyebabkan bayi yang dilahirkan mengalami hipotiroid. Prevalensi hipotiroid kongenital mencapai 1: 2500 sampai dengan 4000, dan harus dapat segera terdeteksi secara dini terutama pada saat bayi lahir. Berdasarkan survey peta gizi Indonesia tahun 2000 Nusa Tenggara Barat merupakan daerah endemis gondok derajat sedang sampai berat. Dalam membantu melakukan deteksi dini hipotiroid kongenital di NTB dilakukan pemeriksaan kadar Neonatal T4 dan Neonatal TSH dengan teknik RIA/ IRMA pada 100 sampel (53 perempuan dan 47 laki-laki) bercak darah kering tali pusat bayi baru lahir pada kertas saring. Diperoleh satu sampel bayi perempuan dengan indikasi hipotiroid kongenital dengan kadar Neonatal T4 sebesar 3,4 ug/dl (kadar normal 6,2 – 14 ug/dl) dan kadar TSH adalah 23 uIU/ml (kadar normal 2 – 20 uIU/ml). Hasil deteksi dini ini sesuai dengan survey GAKY, bahwa Nusa Tenggara Barat adalah daerah endemis gondok derajat sedang sampai berat.

Kata Kunci : Hipotiroid Kongenital, Neonatal, Radio Immuno Assay, Immuno Radio Metric Assay

ABSTRACT

EARLY DETECTION FOR CONGENITAL HYPOTHYROIDISM IN WEST NUSA TENGGARA. Congenital Hypothyroidism is hereditary diseases whereas Tyroxyn (*T4*) level decrease in circulation. Low consumption of Iodine will cause foetus. Congenital hypothyroid prevalence reach attain 2500 to 4000 and must be detected as earlier as possible. Based on Indonesia Nutrient Map Survey (2000), West Nusa Tenggara categorized as medium high incidence of hypothyroidism endemic area. Provide to hypothyroidism early detections in NTB, Neonatal T4 and Neonatal TSH content examination performed using RIA/ IRMA technique. 100 samples of dry spot blood of daily placenta (53 female and 47 male) examined on filter paper. The examination found that one of female sample indicated as Congenital Hypothyroidism with Neonatal T4 content is 3.4 ug/dl (normally = 6.2 – 14 ug/dl) and Neonatal TSH content is 23 uIU/ml (normally = 2 – 20 uIU/ml). The result of the examination according to GAKY Survey categorized West Nusa Tenggara as medium to high incidence of Hypothyroidism endemic area.

Keywords : Hypothyroid Congenital, Neonatal, Radio Immuno Assay, Immuno Radio Metric Assay

PENDAHULUAN

Hipotiroid kongenital merupakan kelainan bawaan yang ditandai dengan menurunnya kadar hormon tiroid pada sirkulasi. Kelenjar tiroid terletak di bagian depan leher, kelenjar ini mengeluarkan hormon Tiroksin (*T4*) dan Triiodotironi (*T3*). Iodium merupakan unsur utama yang diperlukan dalam pembentukan hormon tiroid. Salah satu faktor yang menyebabkan berkurangnya kadar iodium pada ibu hamil adalah karena asupan iodium yang berkurang sehingga menyebabkan bayi yang dilahirkan mengalami hipotiroid. Fungsi kelenjar tiroid distimulasi oleh hormon *Thyroid Stimulating (TSH)* yang dihasilkan oleh kelenjar hipofise yang terdapat di bagian bawah otak besar[1].

Hormon tiroid merupakan hormon yang sangat diperlukan dalam proses metabolisme, yang berperan pada pertumbuhan dan perkembangan, termasuk juga perkembangan intelektual dan kematangan seksual. Walaupun kebutuhan hormon tiroid sangat diperlukan dari semua tingkat usia, namun demikian hormon ini sangat penting sekali/ sangat kritis pada masa bayi dan anak- anak[1].

Hipotiroid kongenital ditemukan 1 dalam 2500 sampai dengan 4000, dan harus dapat segera terdeteksi secara dini terutama pada saat bayi lahir atau dalam beberapa hari setelah bayi dilahirkan (0 – 28 hari) segera setelah bayi terdiagnosis kemudian dilakukan terapi. Dari hasil penelitian diketahui bahwa bayi/ anak dengan kelainan hipotiroid kongenital yang diobati sebelum berusia tiga bulan mempunyai kemungkinan mencapai tingkat intelegensi/ IQ > 90 (*normal*) yaitu berkisar antara 75– 85%. Sedangkan yang diobati setelah berusia lebih dari tiga bulan, 75% nya tetap menderita keterbelakangan mental atau dapat menjadi normal namun dengan beberapa permasalahan antara lain kesulitan belajar, kelainan tingkah laku, atau kelainan neurologist non spesifik [1].

Berdasarkan data dari peta gizi Indonesia tahun 2000 terdapat tujuh propinsi yang merupakan daerah endemik gondok yang berderajat sedang sampai berat, yaitu : daerah Sumatra Barat, Jawa Timur, Nusa Tenggara Barat, Nusa Tenggara Timur, Sulawesi Tengah, Sulawesi Tenggara dan Maluku [2].

Berdasarkan hal tersebut diatas, BATAN bekerja sama dengan Dinas Kesehatan Propinsi Nusa Tenggara Barat dan Lembaga Penelitian Fakultas Kedokteran Universitas Mataram, Nusa Tenggara Barat, melakukan pelatihan teknik pengambilan sampel bercak darah tali pusat kepada sepuluh bidan dan empat dokter puskesmas yang berasal dari dua kabupaten, Lombok Barat dan Lombok Timur yang merupakan daerah gondok endemis derajat sedang sampai berat. Sampel bercak darah kering tali pusat bayi baru lahir yang

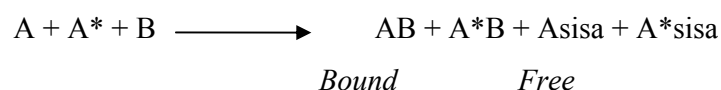
telah diberi indentitas dan dimasukkan dalam plastik, dikirim ke laboratorium Teknik Nuklir Kedokteran Pusat Teknologi Keselamatan Dan Metrologi Radiasi BATAN untuk dilakukan pemeriksaan Neonatal T4 dan Neonatal TSH dengan teknik RIA/ IRMA.

Pengukuran penetapan kadar hormon tiroid dapat dilakukan dengan melakukan pengukuran kadar T4 Total dan TSH, *Free* T4 dan TSH atau TSH saja, dan sampel yang digunakan dapat berupa serum darah tali pusat, bercak darah kering tali pusat/ tumit diatas kertas saring, atau serum darah vena. Untuk penentuan pengukuran kadar hormon tiroid di Lombok Barat dan Lombok Timur, dilakukan pemeriksaan Neonatal T4 dan Neonatal TSH pada bercak darah kering tali pusat menggunakan teknik *Radio Immuno Assa* (RIA) / *Immuno Radio Metric Assay* (IRMA), dengan dasar reaksi imunologik antara antigen bertanda radioaktif Iodium -125 dan antibodi spesiifik dengan deteksi sinar gamma yang telah terbukti sebagai teknik yang spesifik, sensitive dan sederhana[3].

Hasil pengukuran tentang insidensi hipotiroid kongenital di Lombok Barat dan Lombok Timur dapat digunakan sebagai masukan penanggulangan GAKY. Jika nantinya dijumpai adanya hipotiroid kongenital pada bayi baru lahir secara dini, maka dapat segera disarankan kepada orang tuanya untuk melakukan konsultasi dan pengobatan dengan ahlinya sehingga bayi tersebut terhindar dari bahaya kretin dan keterbelakangan mental/ IQ rendah.

TEORI

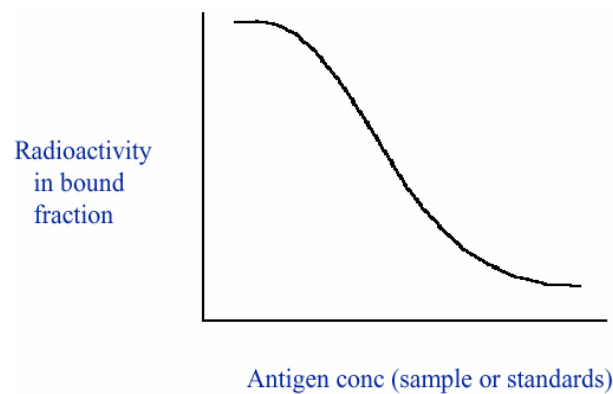
Pemeriksaan deteksi dini kelainan hipotiroid congenital menggunakan dua teknik pemeriksaan yaitu teknik RIA untuk menentukan kadar Neonatal T4 dan teknik IRMA untuk menentukan kadar Neonatal TSH. Teknik Radio Immuno Assay merupakan reaksi imunologik antara antigen (Analit/ Ligan/ A) dengan antibodi spesifik (zat pengikat/ binder/ B) membentuk kompleks (AB). Ditambahkan analit A* yang identik dengan A tapi dilabel dengan zat radioaktif. Dengan kata lain, A* bertindak sebagai marker/ petanda untuk A. Apabila jumlah B di dalam sistem ini dibuat terbatas (kurang dari separuh jumlah A dan A*) maka hanya sebagian dari A yang dapat berikatan dengan B karena harus *berkompetisi* dengan A*. Dengan membuat jumlah B dan A* tetap dan jumlah A yang diubah- ubah, dapat dibuat kurva A*B versus A (kurva standar/ *Dose- response curve*). Kadar analit yang ingin diketahui, dibaca dari kurva tersebut.



Ekins menamakan metode ini sebagai “*Saturation Analysis*” karena reagenya (B) tersaturasi/ menjadi jenuh sedang *Yellow* memakai istilah “*Competitive Protein Binding Assay*” [3].



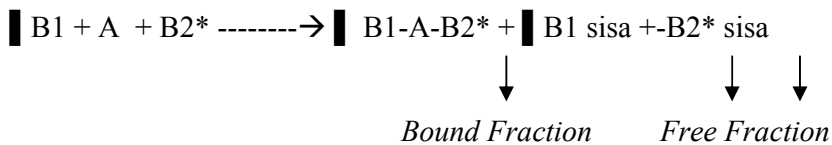
Antigen (baik yang bertanda radioaktif = Ag^* maupun yang tidak bertanda = Ag) diinkubasikan dengan antibodi spesifik = Ab dalam jumlah yang terbatas maka akan terjadi kompetisi dari keduanya untuk berikatan dengan antibodi tersebut membentuk kompleks $Ag^*- Ab$ dan $Ag- Ab$. Karena jumlah Ab terbatas maka kemungkinan masih ada Ag^* atau Ag yang tetap berada dalam keadaan bebas. Setelah fraksi Ag^* yang berikatan dengan Ab dipisahkan dari fraksi Ag^* yang masih bebas, maka jumlah $Ag^*- Ab$ yang terbentuk dapat diketahui dengan mendeteksi cacahan radiasi menggunakan alat yang disebut *Gamma Counter*. Bila cacahan tinggi, berarti jumlah $Ag^*- Ab$ tinggi/ banyak, berarti bahwa jumlah Ag yang terdapat dalam sampel sedikit/ rendah, demikian sebaliknya. Jadi jumlah $Ag^*- Ab$ yang terbentuk berbanding terbalik dengan jumlah Ag yang terdapat dalam sampel. Hubungan antara jumlah $Ag- Ab$ yang terbentuk dengan jumlah Ag yang terdapat dalam sampel digambarkan dalam bentuk kurva berikut [3] :



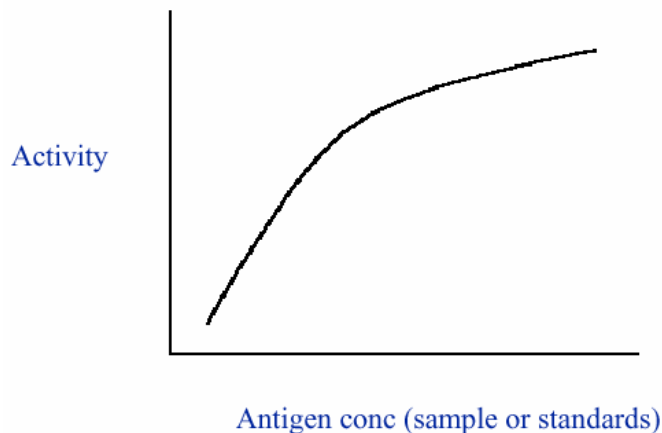
Gambar 1. Kurva standar RIA (Logit– Log) [3].

Prinsip dasar teknik Immuno Radiometric Assay adalah reaksi imunologik antara antigen (A) dengan antibodi spesifiknya (B) membentuk kompleks (AB), menggunakan sejumlah berlebih antibodi. Dalam IRMA dikenal teknik dua sisi atau *sandwich* yang sekarang banyak dipakai dan digunakan dua macam antibodi yaitu antibodi tidak bertanda

B1 yang diadsorpsikan pada fasa padat misalnya permukaan dalam dinding tabung polipropilen (disebut *coated tube*) dan antibodi bertanda B2*, keduanya dalam jumlah yang berlebih. Kedua antibodi tersebut akan berikatan dengan antigen yang sama tapi pada sisi yang berbeda[3].



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 tersebut [3].



Gambar II. Kurva standar IRMA (Lin-Lin)

TATA KERJA

Pemeriksaan Neonatal T4 pada bercak darah tali pusat dengan RIA.

Persiapan penelitian dilakukan dengan mengeluarkan kit dan sampel yang dimasukkan di dalam kulkas sampai kondisi kit dan sampel sama dengan temperatur ruang. Dilakukan pemberian tanda pada tabung-tabung Total, NSB, Standar A - F , kontrol C1, C2,C3 dan sampel (pemeriksaan dilakukan secara *duplo*). Dimasukkan *disk* bercak darah kering tali pusat berukuran 1/8" pada tabung NSB, standar, kontrol dan sampel dengan menggunakan *whole punchter*. Ke dalam semua tabung kemudian ditambahkan 1 ml Larutan Neonatal I-

125, kemudian dilakukan pengocokan dengan vortex hingga *disk* terendam. Dilakukan inkubasi pada suhu ruang selama 18 jam, dan dekantasi hingga disk terbang, kemudian dikeringkan dengan membiarkan terbalik selama 3 – 5 menit, Sampel ukur dengan menggunakan pencacah gama Manual LOGIC-201/ selama 60 detik/ tabung, kemudian dilakukan penghitungan kadar dengan menggunakan kurva standar.

Pemeriksaan Neonatal TSH pada bercak darah tali pusat dengan Teknik IRMA

Dilakukan persiapan dengan mengeluarkan kit dan sampel yang dimasukkan di dalam kulkas sampai kondisi kit dan sampel sama dengan temperatur ruang. Dilakukan pemberian tanda pada tabung-tabung Total, Standar A - F , kontrol C1, C2, C3 dan sampel (pemeriksaan dilakukan secara *duplo*). *Disk* bercak darah kering tali pusat berukuran 3/ 16 inci dimasukkan pada tabung standar, kontrol dan sampel dengan menggunakan *whole punchter*. Kedalam semua tabung ditambahkan 200 µl larutan Neonatal I-125 dan dikocok dengan vortex hingga disk terendam, kemudian digoyang di atas shaker dengan kecepatan 200 stokes selama 2 jam. Dilakukan inkubasi pada suhu ruang selama 18 jam, kemudian di dekantasi hingga *disk* terbang. Semua tabung ditambahkan larutan buffer pencuci sebanyak 2 ml pada semua tabung, dibiarkan selama 2 menit, kemudian di dekantir (pencucian dilakukan dua kali), tabung-tabung dibiarkan terbalik diatas kertas serap selama 3 – 5 menit. Sampel diukur dengan menggunakan pencacah gama Manual LOGIC-201/ selama 60 detik/ tabung. Penghitungan kadar sampel dilakukan dengan menggunakan kurva standar.

HASIL DAN PEMBAHASAN

Diperoleh pengukuran kadar Neonatal T4 dan Neonatal TSH dengan teknik RIA/IRMA terhadap 100 sampel darah kering tali pusat pada bayi baru lahir dari Kabupaten Lombok Barat dan Kabupaten Lombok Timur. Sampel terdiri dari 53 sampel bayi laki-laki dan 47 sampel bayi perempuan seperti yang disajikan pada Tabel 1.

Dari literatur diketahui bahwa nilai normal kadar Neonatal T4 adalah 6,2 – 14 ug/dl [4] dan nilai normal kadar TSH adalah 2 – 20 uIU/ml [5]. Dari hasil pengukuran kadar Neonatal T4 dan Neonatal TSH di Kabupaten Lombok Barat dan Lombok Timur diperoleh data pengukuran kadar Neo T4 < 6,2 ug/dl pada 5 bayi perempuan dan 3 bayi laki-laki, Kadar Neo T4 > 14 pada 1 bayi laki-laki, kadar TSH > 20 uIU/ml pada 1 bayi

perempuan, hal tersebut kemungkinan disebabkan penetesan sampel darah tali pusat pada kertas saring tidak homogen/ penambahan *tracer* yang tidak tepat (pemipetan)/pemisahan yang kurang sempurna, sehingga perlu dilakukan pemeriksaan lanjutan Neonatal T4 terhadap 7 sampel tersebut diatas.

Diperoleh satu sampel bayi perempuan (No.76) dengan kadar Neo T4, 3,4 ug/dl dan kadar Neo TSH, 23 uIU/ml, sehingga dapat dipastikan bahwa pasien bayi perempuan tersebut hipotiroid kongenital. Segera setelah diketahui dilakukan tindak lanjut dengan menghubungi puskesmas dimana bayi tersebut dilahirkan, untuk dilakukan pengambilan sampel darah/ serum guna pemeriksaan kadar tiroid lebih lanjut dan segera dilakukan pengobatan oleh ahlinya, namun diperoleh tanggapan bahwa pasien yang terdiagnosis hipotiroid kongenital tersebut sehari setelah dilahirkan telah meninggal dunia, sehingga tidak dapat dilakukan tindak lanjut pemeriksaan.

Tabel 1. Hasil Pengukuran Kadar Neonatal T4 dan Neonatal TSH

No. Sampel	JK	Kadar Neonatal T4(ug/dl)	Kadar Neonatal TSH (uIU/ml)	No. Sampel	JK	Kadar Neonatal T4(ug/dl)	Kadar Neonatal TSH (uIU/ml)
1.	L	6.4	4.6	51.	P	7.5	8.8
2.	P	7.5	5.2	52.	L	10.0	14
3.	L	7.0	9.5	53.	L	6.8	7.8
4.	P	7.0	7.0	54.	P	9.5	12
5.	L	8.5	13	55.	P	8.0	11
6.	L	6.2	4.8	56.	L	9.5	7.0
7.	P	7.5	4.6	57.	L	7.5	5.6
8.	L	4.8	5.6	58.	L	7.0	4.8
9.	L	7.0	15	59.	P	6.0	13
10.	P	6.2	7.8	60.	L	8.0	6.2
11.	P	7.0	14	61.	L	7.0	6.2
12.	L	6.8	8.4	62.	P	8.5	6.8
13.	L	10.0	5.6	63.	P	6.0	9.0
14.	P	7.5	8.0	64.	P	9.8	6.2
15.	P	7.5	6.8	65.	P	8.5	11
16.	P	7.5	4.8	66.	P	7.5	7.8
17.	P	10.0	7.0	67.	L	10.0	7.0
18.	L	7.5	10	68.	L	17.0	8.2
19.	P	8.0	18	69.	L	7.5	4.8
20.	L	7.0	5.6	70.	L	9.0	14
21.	L	5.8	7.0	71.	L	14	4.6
22.	L	7.0	4.8	72.	L	8.5	7.0
23.	L	6.8	6.2	73.	L	7.0	5.8
24.	L	7.5	7.8	74.	P	7.5	6.8
25.	P	7.0	11	75.	L	7.0	9.0
26.	P	7.5	6.6	76.	P	3.4	23
27.	P	6.6	6.8	77.	L	10.0	7.0
28.	L	5.6	6.4	78.	P	6.5	8.2
29.	L	7.0	6.0	79.	L	11.0	9.5
30.	P	9.0	13.5	80.	P	7.0	10
31.	P	7.5	14	81.	P	6.4	4.4
32.	L	10.5	18	82.	P	7.2	4.8
33.	L	6.0	4.8	83.	L	7.0	8.0
34.	L	5.2	6.2	84.	P	6.0	6.2
35.	P	8.5	6.8	85.	P	12	7.0
36.	P	6.8	11	86.	L	8.5	4.2
37.	P	10.0	13.5	87.	L	10.0	10.0
38.	P	9.5	12	88.	P	5.0	12
39.	P	6.4	14	89.	L	7.5	14
40.	L	8.5	9.5	90.	L	7.0	7.0
41.	L	6.2	7.0	91.	L	10.5	7.4
42.	L	8.5	6.2	92.	L	10.5	4.8
43.	P	6.0	6.8	93.	P	7.5	6.8
44.	P	7.0	6.1	94.	P	8.5	9.6
45.	L	6.2	5.2	95.	P	12	15
46.	P	6.6	5.6	96.	L	6.0	10.5
47.	L	6.0	9.0	97.	L	12	5.4
48.	L	5.8	4.0	98.	P	6.4	11
49.	L	6.8	15	99.	P	10.0	5.0
50.	L	8.5	6	100.	P	6.8	30
Neo T4 X = 7,8 ; Kadar minimum = 3,4 Kadar maksimum = 17 ; SD = 1,97				Neo TSH X = 8,4 ; Kadar minimum = 3 ; Kadar maksimum = 23 ; SD = 3,6			

KESIMPULAN

Dari 100 sampel bercak darah kering tali pusat yang terkumpul diperoleh satu sampel bayi perempuan dengan hipotiroid kongenital dengan kadar Neonatal T4 3,4 ug/dl (Kadar normal 6,2 – 14 ug/dl) dan kadar Neonatal TSH, 23 uIU/ml (Kadar normal 2 – 20 uIU/ml). Karena dari 100 sampel bercak darah kering tali pusat bayi baru lahir ditemukan satu hipotiroid kongenital (prevalensi hipotiroid kongenital 1 dalam 2500 sampai dengan 4000), daerah Lombok Barat dan Lombok Timur dapat dikatakan sebagai daerah endemis tingkat sedang sampai berat (Hal ini sesuai dengan survey GAKY, 1998).

DAFTAR PUSTAKA

1. 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.
2. Pusat Penelitian dan Pengembangan Gizi Departemen Kesehatan Republik Indonesia, UNUD, Survey Pemetaan GAKY, 1998
3. PILLAI M.R.A., and BHANDARKA S.D., Radioimmunoassay Principles and Practise, Third, Revised & Enlarge Edition, Isotop Division Bhabha Atomic Research Centre, India, 1998
4. Coat A – Count Neonatal T4 Procedure, Diagnostic Products Corporation , 2005-03-18
5. Coat – A- Count Neonatal TSH IRMA Procedure, Diagnostic Products Corporation, 2005-03-18

Tanya – Jawab :

1. Penanya : Sri Wahyuni (PTKMR – BATAN)

Pertanyaan :

- a. Apakah ibu hamil yang menderita/mempunyai kelainan tiroid akan menurun pada bayi yang dilahirkannya?
- b. Setelah bayi diketahui menderita Hipotiroid Kongenital, langkah selanjutnya, siapa yang menangani pengobatannya?
- c. Berapa biaya yang diperlukan untuk mengobati HK ini ?

Jawaban : Kristin DP (PTKMR – BATAN)

- a. Ibu hamil dengan asupan Iodium kurang atau ibu hamil dengan gizi kurang beresiko bayi yang dilahirkan menderita HK.
- b. Hasil penelitian ini dilaporkan dan ditindak lanjuti oleh SudinKes setempat
- c. Bila terdeteksi dini HK (< 3 bulan), dan segera ditindak lanjuti dengan terapi maka biaya yang dibutuhkan tidak sebesar bila terapi diberikan di usia bayi > 3 bulan , karena kemungkinan timbul masalah seperti kesulitan belajar, kelainan neurologist, kelainan tingkah, dsb, dimana biaya pengobatan jauh lebih tinggi bila ditemukan dan ditindak lanjuti tidak dari dini

2. Penanya : Cecep Taufik R. (PRR– BATAN)

Pertanyaan :

Dari percobaan/ penelitian yang anda lakukan, bayi dengan jenis kelamin apa yang lebih beresiko untuk menderita hipotiroid kongenital. Jika misalnya bayi perempuan lebih beresiko, mengapa hal tersebut dapat terjadi? Mohon dijelaskan

Jawaban : Kristin DP (PTKMR – BATAN)

Jenis kelamin tidak berpengaruh dalam resiko HK, Ibu hamil yang asupan Iodium kurang atau gizi yang kurang dapat beresiko melahirkan bayi dengan kelainan Hipoitroid Kongenital.

INTERKOMPARASI DOSIS SERAP AIR ANTARA DOSIMETER FARMER DAN DOSIMETER PTW UNIDOS UNTUK SUMBER RADIASI TERAPI ^{60}Co MENGGUNAKAN PROTOKOL IAEA TRS No. 398

Sri Inang Sunaryati
PTKMR - BATAN

ABSTRAK

INTERKOMPARASI DOSIS SERAP AIR ANTARA DOSIMETER FARMER DAN DOSIMETER PTW UNIDOS UNTUK SUMBER RADIASI TERAPI ^{60}Co MENGGUNAKAN PROTOKOL IAEA TRS No. 398 . Telah dilakukan interkomparasi terhadap hasil pengukuran dosis serap air menggunakan dosimeter Farmer tipe NE 2570A dan dosimeter PTW Unidos untuk sumber radiasi terapi ^{60}Co . Pengukuran dilakukan di dalam fantom air pada kedalaman 5 cm dengan jarak sumber radiasi ke permukaan fantom air, SSD = 80 cm dan luas lapangan, FS = 10 cm x 10 cm. Untuk perhitungan dosis serap air digunakan protokol IAEA yang terdapat dalam TRS No.398 dan evaluasi hasil interkomparasi yang dinyatakan dengan bilangan E_n digunakan ISO/ IEC Guide 43-1. Hasil interkomparasi dikatakan memuaskan apabila nilai $E_n \leq 1$. Hasil pengukuran dosis serap untuk dosimeter Farmer dan dosimeter PTW Unidos adalah 107,82 cGy dan 105,55 cGy dengan nilai $E_n = 0,72$

ABSTRACT

THE ABSORBED DOSE TO WATER INTERCOMPARISON BETWEEN FARMER AND PTW UNIDOS DOSEMETERS FOR ^{60}Co BEAM BASED ON IAEA DOSIMETRY PROTOCOL TRS NO. 398. Intercomparison to the measurement of the absorbed dose to water using Farmer with the type of 2570 A and PTW Unidos doseimeters for ^{60}Co therapy radiation source had been carried out. . Measurement was carried out inside a water phantom at the depth of 5 cm with the source to the phantom surface distance of 80 cm and the field size of 10 cm x 10 cm. The calculation of absorbed dose to water was based on the IAEA protocol, Technical Reports Series No. 398 and the evaluation of the intercomparison result stated by E_n value was based on the ISO/IEC Guide 43-1. The intercomparison result would be satisfied if E_n value was ≤ 1 . The result of absorbed dose measurement for Farmer and PTW Unidos doseimeters were 107.82 cGy and 105.55 cGy respectively with E_n value was 0.72

PENDAHULUAN.

Dosimeter Farmer tipe NE 2570 A no. seri 531 dengan detektor volume 0,6 cc adalah dosimeter standar yang digunakan untuk mengukur dosis serap dari sumber radiasi terapi ^{60}Co . Dosimeter ini memiliki faktor kalibrasi dalam besaran dosis serap air ($N_{D,w}$) sebesar 58,5 cGy/nC dengan ketertelusuran (*traceability*) ke laboratorium kalibrasi standar primer BIPM, Perancis(1). Dosimeter PTW Unidos dengan detektor volume 0,6 cc adalah

dosimeter milik RS Pesahabatan yang juga digunakan untuk mengukur dosis serap dari sumber radiasi terapi ^{60}Co . Dosimeter ini juga memiliki ketertelusuran ke laboratorium standar primer PTB dengan faktor kalibrasi dalam besaran dosis serap air, ($N_{D,w}$) sebesar $5,28 \times 10^{-7} \text{ Gy/C(2)}$.

Untuk mengetahui kesesuaian hasil pengukuran dosis serap ke dua dosimeter yang memiliki ketertelusuran sama tersebut maka dilakukan interkomparasi antar keduanya. Interkomparasi dilakukan menggunakan sumber radiasi dari pesawat teleterapi ^{60}Co Cirrus terapi milik RS Persahabatan. Pengukuran dosis serap dilakukan sesuai dengan protokol TRS No. 398 (3). Kriteria hasil interkomparasi ini dinyatakan dengan nilai E_n yang merupakan hasil penentuan nilai statistik kedua hasil pengukuran menggunakan ISO/ IEC Guide 43-1(4).

Pada makalah ini akan dijelaskan hasil pengukuran dosis serap dari sumber radiasi terapi ^{60}Co yang diukur dengan dosimeter Farmer maupun dosimeter PTW Unidos . Selain itu akan dijelaskan juga hasil interkomparasinya yang merupakan perbedaan hasil pengukuran dosis serap menggunakan kedua dosimeter tersebut di atas yang dinyatakan dengan nilai E_n .

TATA KERJA

I. Peralatan

I.1 Sumber Radiasi ^{60}Co

Sebagai sumber radiasi digunakan pesawat teleterapi ^{60}Co Cirrus.

I.2 Dosimeter Farmer

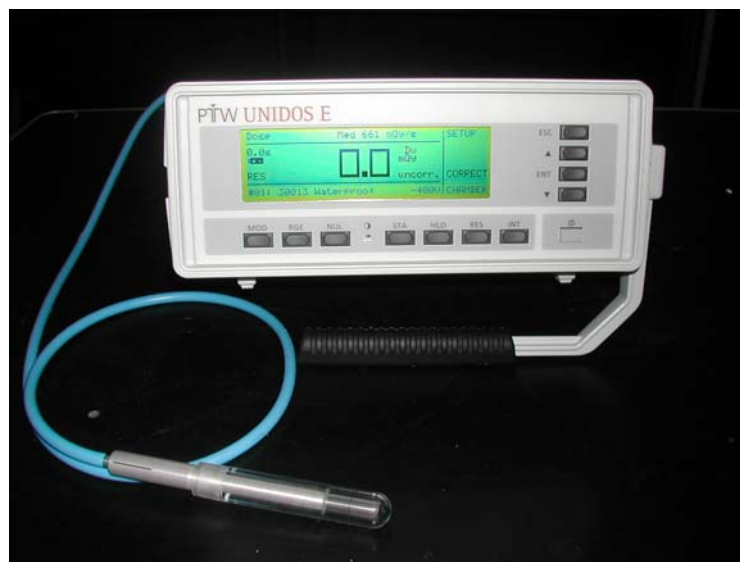
Dosimeter Farmer tipe NE 2570 A dengan detektor 0,6 cc tipe NE 2581 dikalibrasi dalam besaran faktor kalibrasi dosis serap air untuk pesawat teleterapi ^{60}Co Picker V4M/60 di Fasilitas Kalibrasi Tingkat Nasional – BATAN(5). Sistem dosimeter ini dapat dilihat pada Gambar 1. Kalibrasi dilakukan di dalam fantom air IAEA yang berukuran 30 cm x 30 cm x 30 cm pada kedalaman 5 cm dengan jarak antara sumber radiasi ke permukaan fantom 80 cm dan luas lapangan radiasi 10 cm x 10 cm. Kondisi ruangan saat kalibrasi yakni temperatur, tekanan udara dan kelembaban yang diukur menggunakan thermometer, barometer dan hygrometer adalah 27°C, 1005 mbar dan 63%. Faktor kalibrasi, $N_{D,w}$, yang diperoleh adalah $0,585 \text{ Gy/nC} \pm 2,2 \%$



Gambar 1. Dosimeter Farmer tipe 2570 A dengan detektor 0,6 cc tipe 2581

I.3 Dosimeter PTW Unidos

Dosimeter PTW Unidos dengan detektor volume 0,6 cc tipe M30013 dikalibrasi di laboratorium PTB, Jerman di dalam fantom padat PMMA pada kedalaman 5 cm dengan jarak antara sumber radiasi ke permukaan fantom 80 cm dan luas lapangan radiasi 10 cm x 10 cm(5). Sistem dosimeter Unidos ini dapat dilihat pada Gambar 2. Kondisi ruangan yakni temperatur, tekanan udara dan kelembaban adalah 20°C, 1013mBar dan 50%. Faktor kalibrasi, $N_{D,w}$, yang diperoleh adalah $5,28 \times 10^{-7} \text{ Gy/C} \pm 2,2 \%$.



Gambar 2. Dosimeter PTW Unidos dengan detektor tipe M30013 nomor seri 0821

II. Pengukuran Dosis serap

Sebelum digunakan untuk pengukuran sistem dosimeter Farmer dicek kestabilannya. Selanjutnya detektor yang terangkai dengan sistem dosimeter Farmer disinari di dalam fantom air pada kedalaman 5 cm dengan jarak sumber radiasi ke permukaan fantom air 80 cm dan luas lapangan radiasi 10 cm x 10 cm. Penyinaran pendahuluan selama 5 menit dilakukan agar sistem dosimeter mencapai keseimbangan elektronik. Selanjutnya penyinaran dilakukan kembali dengan waktu penyinaran 1 menit sampai diperoleh 5 data. Tekanan udara, temperatur serta kelembaban ruangan diamati. Selanjutnya hal yang sama dilakukan untuk sistem dosimeter PTW Unidos.

Untuk menghitung dosis serap air pada kedalaman 5 cm, D_5 , digunakan persamaan berikut (6) :

$$D_5 = M_5 \cdot N_{D,w} \cdot K_{kpt} \cdot P_s \cdot P_{pol} \dots\dots\dots (1)$$

dengan :

- D_5 : Dosis serap di air pada kedalaman 5 cm (cGy/Menit)
- M_5 : bacaan sistem dosimeter pada kedalaman 5 cm (nC/menit)
- $N_{D,w}$: faktor kalibrasi dosis serap air (mGy/nC)
- K_{pt} : faktor koreksi tekanan udara dan suhu udara normal
- P_{ion} : faktor koreksi rekombinasi ion
- P_{pol} : faktor koreksi polaritas tegangan

Selanjutnya dosis maksimum, D_{maks} , dihitung menggunakan persamaan berikut :

$$D_{maks} = 100/(PDD_5) \times D_5 \dots\dots\dots(2)$$

PDD = prosentase dosis pada kedalaman 5 cm

III. Pengukuran Faktor Koreksi

III.1 Faktor koreksi temperatur dan tekanan udara.

Karena detektor ionisasi terbuka terhadap lingkungan di sekitarnya maka masa udara di dalam volume rongga detektor ionisasi selama pengukuran mungkin berbeda dari kondisi saat detektor dikalibrasi sehingga perlu dilakukan koreksi bacaan dosimeter menggunakan persamaan berikut :

$$K_{pt} = \frac{P_0 (273,15 + T)}{P (273,15 + T_0)} \dots\dots\dots (3)$$

dengan P dan T adalah tekanan udara dan temperatur rongga detektor pada saat pengukuran sedangkan P₀ dan T₀ adalah nilai acuan (1013,15 mbar dan 20°C).

III.2 Faktor koreksi polaritas.

Untuk memperoleh faktor koreksi polaritas detektor yang terangkai dengan sistem dosimeter Farmer disinari di dalam fantom air pada kedalaman 5 cm dengan jarak sumber radiasi ke permukaan fantom air 80 cm dan luas lapangan radiasi 10 cm x 10 cm. Penyinaran dilakukan pada posisi polaritas positif dengan waktu penyinaran 1 menit sampai diperoleh 3 data. Dengan cara yang sama penyinaran dilakukan untuk polaritas negatif. Selanjutnya dengan cara yang sama dilakukan penyinaran terhadap dosimeter PTW Unidos.

Faktor koreksi polaritas dihitung menggunakan persamaan berikut :

$$P_{pol} = \frac{|M_+| + |M_-|}{2 M} \dots\dots\dots(4)$$

dengan M₊ dan M₋ adalah bacaan dosimeter yang diperoleh pada tegangan positif dan negatif sedangkan M adalah bacaan dosimeter menggunakan tegangan ketika detektor dikalibrasi (positif atau negatif).

III.3 Faktor koreksi rekombinasi ion.

Untuk menentukan rekombinasi ion maka dilakukan pengukuran menggunakan 2 (dua) buah tegangan . Detektor yang terangkai dengan sistem dosimeter Farmer disinari di dalam fantom air pada kedalaman 5 cm dengan jarak sumber radiasi ke permukaan fantom air 80 cm dan luas lapangan radiasi 10 cm x 10 cm. Penyinaran dilakukan pada posisi tegangan normal V₁ dengan waktu penyinaran 1 menit . Selanjutnya penyinaran dilakukan kembali sampai diperoleh 3 data. Setelah itu dengan cara yang sama dilakukan penyinaran untuk tegangan V₂ = V₁/4 . Bacaan M₁ untuk tegangan V₁ yang diperoleh dibandingkan dengan bacaan M₂ untuk tegangan V₂ . Selanjutnya dengan cara yang sama dilakukan penyinaran terhadap dosimeter PTW Unidos.

Berdasarkan nilai perbandingan M₁ dan M₂ dapat dihitung faktor koreksi rekombinasi ion dengan menggunakan persamaan berikut:

$$P_{ion} = \frac{(V_1/V_2)^2 - 1}{(V_1/V_2)^2 - (M_1/M_2)} \dots\dots\dots(5)$$

IV. Evaluasi Hasil Interkomparasi

Evaluasi hasil interkomparasi ini dinyatakan dengan bilangan E_n yang dinyatakan dengan perumusan:

$$E_n = \frac{\text{perbedaan}}{\sqrt{(U_{95\text{Dosimeter Farmer}})^2 + (U_{95\text{Dosimeter PTW Unidos}})^2}} \dots\dots\dots(6)$$

dengan :

$$\text{perbedaan} = | (D_w)_{\text{Dosimeter Farmer}} - (D_w)_{\text{Dosimeter PTW Unidos}} |$$

U_{95} = nilai ketidakpastian untuk tingkat kepercayaan 95%.

Hasil dikatakan memuaskan apabila nilai $E_n \leq 1$, dan tidak memuaskan apabila nilai $E_n > 1$.

HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil pengukuran dan perhitungan dosis serap maksimum menggunakan sistem dosimeter Farmer tipe NE 2570 A dengan detektor volume 0,6 cc tipe NE 2581 yang dikalibrasi dalam besaran faktor kalibrasi dosis serap air untuk pesawat teleterapi ⁶⁰Co Picker V4M/60 di Fasilitas Kalibrasi Tingkat Nasional – BATAN disajikan pada Tabel 1. Sedangkan hasil pengukuran dan perhitungan dosis serap maksimum menggunakan sistem Dosimeter PTW Unidos dengan detektor volume 0,6 cc tipe M30013 yang dikalibrasi di laboratorium PTB, Jerman dapat dilihat pada Tabel 2.

Tabel 1. Hasil perhitungan dosis serap, D_{maks} menggunakan sistem dosimeter Farmer

M_u (nC)	$N_{D,w}$ (mGy/nC)	P_{pol}	P_{ion}	PDD(%)	${}_5D_w$ (cGy)	D_{maks} (cGy/menit)
14,675	58,5	0,9992	1,0005	78,8	849,62	107,82

Tabel 2. Hasil perhitungan dosis serap, D_{maks} menggunakan sistem dosimeter PTW- Unidos

M_u (nC)	$N_{D,w}$ (Gy/C)	P_{pol}	P_{ion}	PDD (%)	${}_5D_w$ (cGy)	D_{maks} (cGy/menit)
15,90	5,28 E+7	1,000	1,000	78,8	831,75	105,55

Dari Tabel 1. dan Tabel 2. serta dengan menggunakan persamaan (6) diperoleh nilai E_n sebesar 0,72. Jika dilihat dari besarnya nilai dosis serap maksimum yang diperoleh dengan kedua dosimeter ini berbeda sekitar 2,27 cGy/menit. Akan tetapi bila dilihat dari nilai E_n maka nilai ini masih ≤ 1 . Ini berarti hasil pengukuran dosis serap dengan menggunakan kedua sistem dosimeter tidak memberikan perbedaan yang signifikan. Dengan demikian faktor kalibrasi kedua dosimeter tersebut masih dapat digunakan untuk mengukur dosis serap pesawat teleterapi ^{60}Co meskipun kedua sistem dosimeter dikalibrasi di laboratorium yang berbeda.

KESIMPULAN

Dari hasil pengukuran dosis serap di atas diperoleh besarnya dosis serap maksimum yang diukur menggunakan sistem dosimeter Farmer dan dosimeter PTW berturut-turut adalah 107,82 cGy/menit dan 105,55 cGy/menit. Dari hasil perhitungan E_n diperoleh nilai $E_n = 0,72$ yang berarti nilai E_n ini masih ≤ 1 . Berdasarkan hasil pengukuran di atas dapat disimpulkan bahwa faktor kalibrasi dari kedua sistem dosimeter masih dapat digunakan meskipun dikalibrasi di laboratorium yang berbeda.

DAFTAR PUSTAKA

1. Sertifikat Kalibrasi Alat Ukur Radiasi No. 02/Internal/PI 0302/RBN/2004
2. Calibration Certificate No. 044103, PTW Freiburg,, 2004
3. IAEA, Absorbed Dose Determination in External Beam Radiotherapy; An International Code of Practice for Dosimetry Base on Standards of Absorbed Dose to Water, Technical Report Series No 398, IAEA, Vienna, 2000.
4. International Organization for Standardization, Proficiency Testing by Interlaboratory Comparisons, GUIDE 43-1, ISO, Geneve, 1997
5. Instruction Manual for 0,6 cc Ionization Chamber type 2581, Nuclear Enterprises Limited, Bath Road Beenham Berkshire, England 1984
6. Instruction Manual for Ionization Chamber type 30013, PTW-Freiburg, Lorracher Str-7 79115 Freiburg-Germany.

Tanya – Jawab :

1. Penanya : Muji Wiyono (PTKMR – BATAN)

Pertanyaan :

Dalam kesimpulan hasil kalibrasi dari PTKMR kurang baik dibanding dengan kedua metode tersebut. Apa penyebabnya ? dan konsekuensi sebagai laboratorium acuan nasional kalau hasilnya kurang baik?

Jawaban : Sri Inang S. (PTKMR – BATAN)

Dalam kesimpulan disebutkan bahwa hasil pengukuran kedua alat ukur mendapatkan nilai $E_n < 1$ sehingga dapat disimpulkan bahwa faktor kalibrasi dari kedua sistem alat ukur cukup baik dan dapat digunakan untuk pengukuran dosis serap radiasi.

PENENTUAN FAKTOR KALIBRASI TOMBOL ^{131}I PADA DOSE CALIBRATOR VICTOREEN

Rosdiani dan Wijono
PTKMR – BATAN

ABSTRAK

PENENTUAN FAKTOR KALIBRASI TOMBOL ^{131}I PADA DOSE CALIBRATOR VICTOREEN. Telah dilakukan penentuan faktor kalibrasi tombol ^{131}I pada Dose Calibrator Victoreen. Faktor kalibrasi alat ukur Dose Calibrator Victoreen ditentukan dengan membandingkan bacaan alat standar terhadap alat yang dikalibrasi. Alat ukur standar yang digunakan adalah Capintec CRC-7BT. Sumber radionuklida yang digunakan adalah ^{131}I , karena alat ini sering digunakan untuk mengukur aktivitas ^{131}I di unit kedokteran nuklir di rumah sakit. Nilai faktor kalibrasi yang diperoleh untuk tombol ^{131}I pada Dose Calibrator Victoreen adalah sebesar $0,913 \pm 5\%$ untuk tingkat kepercayaan 95.

Kata Kunci : alat ukur standar, faktor kalibrasi, Dose Calibrator

ABSTRACT

DETERMINATION OF CALIBRATION FACTOR OF ^{131}I KNOB OF DOSE CALIBRATOR VICTOREEN. The calibration factor of ^{131}I knob of Dose Calibrator Victoreen has been carried out in PTKMR-BATAN. The calibration factor has been determined by comparing between standard Dose Calibrator and Dose Calibrator Victoreen output. The standard instrument is Capintec CRC-7BT. The source which is used for calibration was ^{131}I , because this instrument was often used to measure the activity of I-131 in Nuclear Medicine facility in hospital. The calibration factor value of ^{131}I knob was $0.913 \pm 5\%$ with confidence level 95%

Key Word : standar instrument, Calibration factor, Dose Calibrator

PENDAHULUAN

Dose Calibrator adalah salah satu alat ukur aktivitas radionuklida yang biasanya dimiliki oleh suatu rumah sakit. Alat tersebut dijumpai pada unit kedokteran nuklir dan digunakan untuk mengukur dosis radiasi yang akan diberikan ke pasien untuk tujuan diagnostik maupun terapi. Untuk menjamin mutu layanan rumah sakit, Dose Calibrator harus dikalibrasi dengan menentukan faktor kalibrasinya secara berkala setiap tahun di LABORATORIUM METROLOGI RADIASI PTKMR-BATAN. Hal ini merupakan keharusan yang wajib dipenuhi oleh pemilik alat ukur radiasi menurut SK DIRJEN BATAN No.84/DJ/VI/1991^[1]. Dengan adanya nilai faktor kalibrasi dari Dose Calibrator ini diharapkan adanya jaminan bagi pihak konsumen (pasien) untuk mendapatkan

perlindungan keamanan, keselamatan dan kesehatan yang memadai. Biasanya alat ini sudah memiliki fasilitas tombol-tombol energi untuk radioisotop tertentu. Tombol ini perlu dikalibrasi, tetapi pengkalibrasian ini tidak harus seluruh fasilitas tombol cukup tombol yang sering digunakan oleh rumah sakit, seperti ¹³¹I dan ^{99m}Tc. ¹³¹I sering digunakan untuk diagnosa penyakit tiroid sedangkan ^{99m}Tc digunakan untuk diagnosa penyakit ginjal. Ada 2 metode untuk mengkalibrasi Dose Calibrator, yaitu dengan menggunakan sumber standar dan dengan menggunakan alat ukur standar. Makalah ini akan membahas metode kalibrasi Dose Calibrator Victoreen dengan menggunakan alat standar Capintec CRC 7BT

Untuk mengkalibrasi tombol ¹³¹I dari Dose Calibrator Victoreen digunakan sumber ¹³¹I, dan metode yang yang digunakan adalah dengan membandingkan hasil pengukuran alat ukur standar Capintec CRC 7BT dengan Calibrator yang akan dikalibrasi yaitu Victoreen. Tujuan utama penentuan faktor kalibrasi Dose Calibrator Victoreen adalah untuk mendapatkan hasil yang akurat dan tertelusur dengan sistem pencacah Dose Calibrator Capintec milik PTKMR-BATAN.

TEORI

Faktor kalibrasi dapat dihitung dengan membandingkan hasil cacahan dari alat standar Capintec CRC-7BT dengan hasil cacahan Dose Calibrator Victoreen (alat yang dikalibrasi). Acuan waktu pengukuran disamakan terhadap waktu pengukuran dengan alat standardnya yaitu Capintec. Perhitungan ketidakpastian menggunakan tipe A dan tipe B. Perhitungan ketidakpastian bentangan tipe A menggunakan distribusi Poisson dan perhitungan ketidakpastian tipe B menggunakan distribusi rectangular.

Nilai rata-rata aktivitas radionuklida sampel (\bar{A}_c) pada saat diukur dengan alat standard capintec CRC-7BT untuk N seri pengukuran adalah :

$$\bar{A}_c = \frac{\sum A_c}{N} \dots\dots\dots(1)$$

Sedangkan peluruhan aktivitas radionuklida sampel (A_{cx}) ke waktu t (saat kalibrasi Dose Calibrator) menggunakan rumus : ^[2]

$$A_{cx} = \bar{A}_c \cdot e^{(-0,693t/T_{1/2})} \dots\dots\dots(2)$$

di mana :

t = perbedaan waktu pengukuran alat standard capintec dan dose calibrator

$T_{1/2}$ = waktu paro radionuklida sampel

Nilai rata-rata aktivitas radionuklida sampel (\bar{A}_d) pada saat diukur dengan Dose Calibrator yang akan dikalibrasi untuk N seri pengukuran adalah :

$$\bar{A}_d = \frac{\sum A_d}{N} \dots\dots\dots (3)$$

sehingga nilai faktor kalibrasi (FK) dapat dihitung dengan rumus :^[3]

$$FK = \frac{\bar{A}_c}{\bar{A}_d} \dots\dots\dots (4)$$

Perhitungan nilai ketidakpastian (U) terdiri dari tipe A dan B. Tipe A meliputi nilai-nilai ketidakpastian data pengukuran alat ukur standard capintec (u_{cp}) dan dose calibrator (u_{ds}). Sedangkan tipe B meliputi nilai-nilai ketidakpastian sertifikat sumber standard (u_{ser}), resolusi bacaan (u_{resl}), respon detektor (u_{res}), linieritas (u_{lin}), luruhan sumber (u_{lur}) dan kebocoran detektor (u_{leak}).^[4]

Untuk tipe A, nilai standard deviasi pengukuran Capintec (σ_{cp}) adalah :

$$\sigma_{cp} = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^N (A_{icp} - \bar{A}_{cp})^2}{N(N-1)}} \dots\dots\dots (5)$$

sehingga nilai ketidakpastian capintec U_{cp} dan u_{cp} dalam persen (%) adalah :

$$U_{cp} = \frac{\sigma_{cp}}{\bar{A}_{cp}} \times 100 \dots\dots\dots (6)$$

$$u_{cp} = \frac{U_{cp}}{\sqrt{(N-1)}} \dots\dots\dots (7)$$

Dengan rumus standard deviasi yang sama pada capintec, diperoleh nilai ketidakpastian dose calibrator U_{ds} dan u_{ds} dalam persen (%) sebagai berikut :

$$U_{ds} = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^N (A_{ds} - \bar{A}_{ds})^2}{N(N-1)}} \dots\dots\dots (8)$$

$$u_{ds} = \frac{U_{ds}}{\sqrt{(N-1)}} \dots\dots\dots (9)$$

Dari nilai-nilai ketidakpastian tipe A dan B diperoleh nilai ketidakpastian standar gabungan (u_c) sebagai berikut :

$$u_c = \sqrt{u_{cp}^2 + u_{ds}^2 + u_{ser}^2 + u_{resl}^2 + u_{res}^2 + u_{lin}^2 + u_{lur}^2 + u_{leak}^2} \dots\dots\dots (10)$$

Apabila k adalah faktor cakupan untuk nilai derajat kebebasan efektif (v_{eff}) dengan tingkat kepercayaan 95% dan menggunakan nilai kritis k -students, maka nilai ketidakpastian bentangan (U) dapat ditentukan. ^[5]

$$v_{eff} = \frac{u_{cp}^4 + u_{ds}^4 + u_{ser}^4 + u_{resl}^4 + u_{res}^4 + u_{lin}^4 + u_{lur}^4 + u_{leak}^4}{(u_{cp}^4/v_{cp}) + (u_{ds}^4/v_{ds}) + (u_{ser}^4/v_{ser}) + (u_{resl}^4/v_{resl}) + (u_{res}^4/v_{res}) + (u_{lin}^4/v_{lin}) + (u_{lur}^4/v_{lur}) + (u_{leak}^4/v_{leak})} \dots\dots (11)$$

Tabel 1. Hubungan derajat kebebasan terhadap faktor cakupan

Derajat Kebebasan	Nilai k pada TK 95%
1	12,706
2	4,303
3	3,182
4	2,776
5	2,571
6	2,447
7	2,365
8	2,306
9	2,262
10	2,228
11	2,201
12	2,179
13	2,160
14	2,145
15	2,131
16	2,120
17	2,110
18	2,101
19	2,093
20	2,086
25	2,060
30	2,042
60	2
>>60	1,96

Nilai ketidakpastian bentangan (U) diperoleh dari hasil perkalian nilai faktor cakupan (k) dengan nilai ketidakpastian gabungan (u_c).

$$U = k . u_c \dots\dots\dots (12)$$

TATA KERJA

Peralatan yang digunakan adalah Dose calibrator Victoreen dan Radioisotope Calibrator Capintec CRC-7BT S/N-71742. Sedangkan bahan radionuklida sampel berupa ^{131}I dengan waktu paro ($T_{1/2}$) = 8 hari.



Gambar 1. Alat ukur standard Capintec CRC-7BT

Sebelum melakukan pencacahan dengan alat ukur standard Capintec CRC-7BT maupun kalibrasi dengan Dose Calibrator Victoreen, pengkalibrator wajib memakai monitor radiasi perorangan (TLD) sampai pekerjaan selesai. Langkah awal pencacahan dengan alat ukur standard adalah meletakkan alat ukur standard Capintec CRC-7BT di dalam ruangan laboratorium cacah dan menyiapkan formulir data pencacahan kamar pengion Capintec serta mencatat identitas radionuklida sampel, nama pelaksana dan penyelia, waktu pengukuran, temperatur ($10\text{-}30\text{ }^{\circ}\text{C}$) dan kelembaban ($< 95\%$). Mengkondisikan Capintec dengan meng"on"kan (menekan tombol) pada panel belakang dan tunggu sampai 30 menit. Setelah itu menekan tombol "range" 20 mCi dan averaging period dalam posisi "long", tombol "TEST" bacaan harus terletak pada 140-155 volt, tombol "ZERO" dan memutar "Zero adjustment" agar bacaan 0,00 mCi. Tombol "BGK" ditekan dan "Background adjustment" diputar agar bacaan 0,00 mCi. Kemudian Radionuclide Factor (RF) dapat diatur dengan menekan tombol yang sesuai untuk radionuklida sampel. Agar proses pencacahan dapat dilakukan dengan baik maka radionuklida sampel dimasukkan ke dalam holder dan meletakkannya pada sumur detektor.

Dengan demikian aktivitas pada "display" dapat diamati dan dicatat sebanyak 25 kali pada FORM-LMR-STD-15.

Kalibrasi Dose Calibrator Victoreen dilakukan dengan cara mencacah sampel yang sama, yang telah dicacah menggunakan Capintec dengan menekan tombol *start*, tunggu beberapa saat hingga cacahan berhenti dan lampu *read* menyala, ulangi hingga 25 kali, hasil cacahan ditulis pada FORM-LMR-STD-18. Berdasarkan perumusan teori nilai maka dapat ditentukan nilai faktor kalibrasi dan ketidakpastian dari Dose Calibrator Victoreen.

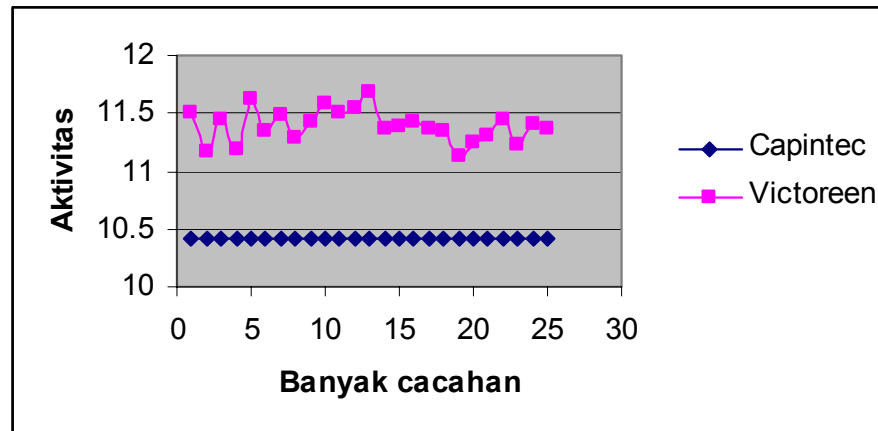
HASIL DAN PEMBAHASAN

Dari tabel 2 data hasil pengukuran aktivitas sampel ¹³¹I dapat dilihat nilai rata-rata dan standard deviasi dari alat ukur standard Capintec CRC-7BT dan Dose Calibrator Victoreen, untuk nilai sampel maupun cacah latarnya.

Tabel 2. Data hasil pengukuran aktivitas ¹³¹I

No	Aktivitas	Capintec CRC-7BT		Dose Calibrator Victoreen	
		Sampel (mCi)	Background (mCi)	Sampel (mCi)	Background (mCi)
1	Rata-rata	10,414	0	11,391	0
2	Standard deviasi	0,005066	0	0,139311	0
Waktu pengukuran		13.50 s/d 13.53WIB		14.02 s/d 14.16WIB	
Temperatur		24°C			
Kelembaban		54%			
Tanggal kalibrasi		9 Juni 2005			

Tabel data di atas waktu pengukurannya diambil tengah-tengahnya yaitu waktu pengukuran Capintec pada jam 13.52 WIB sedangkan Victoreen pada jam 14.09 WIB. Untuk dapat menghitung faktor kalibrasi waktu pengukuran harus disamakan terlebih dahulu, maka waktu pengukuran Capintec disamakan dengan waktu pengukuran Victoreen yaitu pada jam 14.09. Dengan demikian aktivitas pengukuran pada Capintec sebesar 10,404 mCi. Sehingga dengan menggunakan persamaan (4) diperoleh nilai faktor kalibrasi sebesar 0,913. Hal ini menunjukkan bahwa alat tersebut masih dalam kondisi baik, karena perbedaan hasil pengukurannya terhadap alat ukur standar kurang dari 20 %.



Gambar 2. Hasil Pengukuran Aktivitas ¹³¹I dengan Capintec dan Victoreen

Adapun untuk perhitungan nilai ketidakpastian bentangan didasarkan pada nilai ketidakpastian tipe A yang dihitung menggunakan distribusi poisson dan tipe B menggunakan distribusi rectangular.

Tabel 3. Hasil Perhitungan ketidakpastian

Komponen	Satuan	Distribusi	U	Pembagi	\square	u_i	c_i	$u_i c_i$	$(u_i c_i)^2$	$(u_i c_i)^4$	$(u_i c_i)^4 / \square_i$
Tipe A:											
Capintec	%	Poisson	0,0374	$\sqrt{24}$	24	0,010	1	0,010	0,000100	0,000000010	0,000000
DoseCal:	%	Poisson	1,2198	$\sqrt{24}$	24	0,249	1	0,249	0,062001	0,003844124	0,000160
background	%	Poisson	0,0000	$\sqrt{24}$	14	0,000	1	0,000	0,000000	0,000000000	0,000000
Tipe B:											
half life	%	rectangular	0,0249	$\sqrt{3}$	24	0,014	1	0,014	0,000207	0,000000043	0,000000
linearity	%	rectangular	2,0000	$\sqrt{3}$	24	1,155	1	1,155	1,333333	1,777777778	0,074074
accuracy	%	rectangular	3,0000	$\sqrt{3}$	24	1,732	1	1,732	3,000000	9,000000000	0,375000
response	%	rectangular	2,0000	$\sqrt{3}$	24	1,155	1	1,155	1,333333	1,777777778	0,074074
resolution	%	rectangular	0,4801	$\sqrt{3}$	24	0,277	1	0,277	0,076839	0,005904284	0,000246
repeatability	%	rectangular	1	$\sqrt{3}$	24	0,577	1	0,577	0,333333	0,111111111	0,004630

Jumlah	6,13915	12,67642	0,52818
Ketidakpastian gabungan, u_c (%)	2,47773		
Derajat kebebasan efektif, \square_{eff} (%)			
Faktor cakupan k, untuk \square_{eff} di atas, dan tingkat kepercayaan 95 %		\square_{eff} =	24
Ketidakpastian bentangan, $U = k \cdot u_c$ (%)	k = 2,0	U =	4,95546 %

Dari tabel diatas didapat hasil ketidakpastian gabungan $u_c = 2,47773 \%$, derajat kebebasan efektif dengan faktor cakupan $k = 2,0$ dan tingkat kepercayaan 95% $v_{\text{eff}} = 24$ % ketidakpastian bentangan (U) = 4,95 % dibulatkan 5 %.

KESIMPULAN

Hasil akhir perhitungan nilai faktor kalibrasi tombol ^{131}I pada Dose Calibrator Victoreen adalah $0,913 \pm 5\%$. Nilai faktor kalibrasi maupun “ketidakpastiannya” masih dalam batas nilai toleransi yang diijinkan, sehingga Dose Calibrator tersebut masih layak untuk digunakan.

DAFTAR PUSTAKA

1. SURAT KEPUTUSAN DIREKTUR JENDERAL BADAN TENAGA ATOM NASIONAL No. 84/DJ/VI/1991 tentang Kalibrasi Alat Ukur Radiasi dan Keluaran Sumber Radiasi Standardisasi Radionuklida dan Fasilitas Kalibrasi.
2. NATIONAL COUNCIL ON RRADIATION PROTECTION Report No. 58, A Handbook of Radioactivity Measurements Procedures, 1 Edition, 1978
3. Radioisotope Calibrator Capintec, Owner's Manual, 1993
4. ISO/TAG4?WG3; Guide To The Expression of Uncertainty In Measurement, June 1992
5. INSTRUKSI KERJA UNIT STANDARDISASI, No. Dokumen: IK-LMR-STD-10, P3KRBiN-Batan, 2003

Tanya - Jawab

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

Pertanyaan :

Perbedaan hasil ukur 20% dikatakan baik, acuannya dari mana? Mengingat hasil kalibrasi digunakan pada kedokteran/medis, apa perbedaan tersebut tidak membahayakan pasien?

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

Perbedaan hasil alat ukur $< 20\%$ adalah perhitungan ketidakpastian yang meliputi ketidakpastian pengukuran alat ukur standar, dose calibrator, sertifikat sumber standar, resolusi bacaan, respon detektor, linieritas, luruhan sumber dan kebocoran detektor.

2. Penanya : Hadirahman (PRR - BATAN)**Pertanyaan :**

Apakah I-131 yang anda pakai adalah sumber standar? Bagaimana anda yakin dengan nilai aktivitasnya? Menurut saya I-131 tersebut (mungkin dari BATEK) Bila dari BATEK, Apakah alat tersebut pernah dikalibrasi?

Jawaban : Rosdiani (PTKMR – BATAN)

Sumber I-131 yang digunakan untuk kalibrasi bukan sumber standar, karena yang menjadi acuan pembanding/kalibrasi adalah alat standarnya. Sehingga hasil pengukuran asal sumber tidak berpengaruh terhadap hasil kalibrasi.

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

Untuk mengkalibrasi alat standar pembanding CAPINTEC CRC-7BT digunakan apa dan berapa faktor kalibrasinya?

Jawaban : Rosdiani (PTKMR – BATAN)

Alat standar pembanding dikalibrasi dengan sumber standar yang memiliki besaran dan ketidakpastian tertentu (sebagai acuan standar dan tertera spesifikasinya dalam sertifikat). Alat standar ini memiliki nilai ketidakpastian, tetapi tidak memiliki faktor kalibrasi karena alat tersebut digunakan untuk mengkalibrasi alat lain yang sejenis.

LAMPIRAN

HASIL EVALUASI KALIBRASI ALAT UKUR AKTIVITAS (DOSE CALIBRATOR)

IDENTITAS DOSE CALIBRATOR YANG DIKALIBRASI:			
NAMA/JENIS ALAT		: VICTOREEN	
TIPE/No.SERI ALAT		: C.583 REV.11300	
IDENTITAS RADIONUKLIDA SAMPEL		: ¹³¹ I	
No. KONTRAK		: YM.01.05.3.3.407	
TANGGAL KALIBRASI		: 9 Juni 2005	
NAMA PEMILIK		: RSK. Dharmais Jakarta	
ALAMAT PEMILIK		: Slipi- Jakarta Barat	
TEMPERATUR		-	
KELEMBABAN		-	
WAKTU PENGUKURAN (TGL/JAM/MENIT)		: 9 Juni 2005/ 14.02-14.26 WIB	
No	CAPINTEC	VICTOREEN	BGR
	(mCi)	(mCi)	(mCi)
	JAM 13.50-13.53	JAM 14.02-14.16	
1	10,41	11,5	0
2	10,42	11,17	0
3	10,41	11,44	0
4	10,41	11,19	0
5	10,42	11,62	0
6	10,42	11,35	0
7	10,41	11,48	0
8	10,41	11,28	0
9	10,42	11,42	0
10	10,42	11,58	0
11	10,42	11,5	0
12	10,42	11,54	0
13	10,41	11,68	0
14	10,41	11,37	0
15	10,41	11,39	0
16	10,42	11,43	0
17	10,42	11,36	0
18	10,41	11,34	0
19	10,42	11,13	0
20	10,41	11,24	0
21	10,41	11,31	0
22	10,41	11,45	0
23	10,42	11,23	0
24	10,41	11,41	0
25	10,41	11,36	0
SUM =	260,360	284,770	0
Rerata =	10,414	11,391	0
U =	0,005066228	0,139311402	0
u (%) =	0,0099299	0,249647266	0

Ketidakpastian	u	u ²	u ⁴	u ⁴ /□
<u>TIPE A:</u>				
u _{sampel} (%) =	0,066721038	0,004451697	1,98176E-05	1,41554E-06
u _{BG} (%) =	0	0	0	0
u _{standar} (%) =	0,002653877	7,04306E-06	4,96048E-11	3,5432E-12
<u>TIPE B:</u>				
u _{sert} (%) =	0	0	0	0
u _{Capintec} =	1,732050808	3	9	0,642857143
u _{Resolusi} (%) =	0,048010447	0,002305003	5,31304E-06	1,83208E-07
U _{luruh}	0,021593951	0,000466299	2,17434E-07	7,49774E-09

	u _c ²	5,673989085	12,55558069	0,642858742
Ketidakpastian gabungan :	u _c =	2,382013662		
Derajat kebebasan Efektif :	v _{eff} =	19,53085473		
Faktor cakupan	k =	2,09		
Ketidakpastian bentangan :	U _c =	4,978408553		

FK-1 (Tombol I-131) =	0,92
U _c (%) =	5,03

Tanggal :	9 Juni 2005
Penyelia :	Dra. Ermi Juita
Tanda Tangan :	

KALIBRASI MONITOR AREA DI REAKTOR KARTINI YOGYAKARTA

Agung Nugroho
PTKMR - BATAN

ABSTRAK

KALIBRASI MONITOR AREA DI REAKTOR KARTINI YOGYAKARTA. Kalibrasi monitor area yang menempel tetap di dinding di ruang reaktor Kartini Yogyakarta dilakukan dengan metode tip to tip (bersamaan). Detektor standar Aloka volume 400 cc yang terangkai dengan elektrometer Aloka dipasang berdekatan dengan detektor yang dikalibrasi yang terangkai dengan monitor area Eberline RI-8. Kemudian kedua detektor disinari secara bersamaan dengan sumber ^{137}Cs yang mempunyai aktivitas 20 mCi pada Mei 1985 pada jarak sumber ke detektor 30 cm. Dari hasil kalibrasi diperoleh faktor kalibrasi monitor Area Eberline RI-8 adalah $0,99 \pm 0,68 \%$.

ABSTRACT

IN-SITU CALIBRATION OF AN AREA MONITOR AT THE KARTINI REACTOR, YOGYAKARTA. In-situ calibration of an area monitor fixed to the wall in Kartini Reactor in Yogyakarta was carried out by using tip to tip method. Aloka standard detector with 400 cc volume connected to Aloka elektrometer was placed beside detector to be calibrated connected to Monitor area Eberline RI-8. Then, both detectors were irradiated in the same time with the ^{137}Cs having 20 mCi activity on May 1985 at 30 cm distance. From the calibration results calibration factor of eberline RI-8 area monitor obtained was $0.99 \pm 0.68 \%$.

PENDAHULUAN

Berdasarkan keputusan Dirjen BATAN No.84 / DJ / VI / 1991 (1) setiap alat ukur radiasi wajib dikalibrasi sekurang kurangnya sekali dalam setahun oleh Fasilitas Kalibrasi Tingkat Lokal atas nama Fasilitas Kalibrasi Tingkat Nasional. Pada umumnya alat ukur radiasi lapangan dikalibrasi di laboratorium kalibrasi. Namun ada beberapa jenis alat ukur radiasi yang terpasang tetap sehingga tidak mungkin dikalibrasi di laboratorium kalibrasi.

Salah satu alat ukur radiasi tersebut adalah monitor area Eberline model RI-8. Alat ini digunakan untuk mengukur radiasi di sekitar kolam Reaktor Kartini. Detektor alat tersebut menempel tetap di dinding dengan jarak sekitar 5 meter dari kolam reaktor sedangkan elektrometernya berada di ruang kontrol yang berjarak sekitar 20 meter dari detektor.

Untuk mengkalibrasi alat ini maka dilakukan kalibrasi di tempat alat ukur tersebut berada. Untuk itu maka personil laboratorium membawa alat ukur radiasi standar dan sumber radiasi yang dibutuhkan. Sudah tentu pelaksanaan kalibrasi ini memiliki beberapa kendala. Kendala tersebut antara lain kondisi ruangan yang berbeda dengan laboratorium, peralatan

penunjang yang kurang memadai seperti ketiadaan sinar laser untuk menunjukkan sumbu utama berkas radiasi, teleskop yang biasa digunakan untuk menentukan jarak antara sumber radiasi dengan pusat detektor. Kendala lain adalah penempatan sumber radiasi dilakukan secara manual sehingga diperlukan waktu yang sesedikit mungkin agar mengurangi pelaksana terkena radiasi. Beberapa faktor tersebut di atas sudah tentu akan memberikan kontribusi kesalahan yang lebih besar dibandingkan jika kalibrasi dilakukan di laboratorium.

Pada makalah ini akan diuraikan kalibrasi monitor area milik PTAPB yang menempel tetap di ruangan Reaktor Kartini, Yogyakarta.

METODE KALIBRASI

Ada dua teknik kalibrasi alat ukur radiasi yaitu menggunakan sumber radiasi standar dan alat ukur radiasi standar. Teknik kalibrasi dengan alat ukur radiasi standar mempunyai 2 metode yaitu substitusi dan tip to tip (2).

Pada metoda substitusi detektor standar maupun detektor yang dikalibrasi diletakkan pada jarak yang sama kesumber radiasi dan disinari secara bergantian . Sedangkan pada metode tip to tip detektor standar maupun detektor yang dikalibrasi diletakkan pada jarak yang sama kesumber radiasi dan disinari secara bersamaan..

Untuk menentukan laju paparan standar, X_{st} , digunakan persamaan berikut :

$$X_{st} = M_{st} \times Fk_{st} \times k_{pt} \dots\dots\dots (mR/jam) \dots\dots\dots (1)$$

dengan :

M = bacaan alat ukur standar (mR/jam)

Fk = faktor kalibrasi alat ukur standar

K_{pt} = Faktor koreksi temperatur dan tekanan $\frac{273,15 + T}{273,15 + 20} \times \frac{1013}{P}$

P dan T adalah tekanan udara dan temperatur saat pengukuran.

Faktor kalibrasi untuk monitor area, dapat dihitung dengan menggunakan persamaan berikut :

$$Fk_m = X_{st} / M_m \dots\dots\dots(2)$$

X_{st} = laju pajanan standar

M_m = bacaan monitor area yang telah dikoreksi terhadap temperatur dan tekanan.

TATA KERJA

Peralatan

Sebagai alat ukur radiasi standar digunakan elektrometer Aloka tipe dan detektor kamar ionisasi ber volume 400 cc. Alat ukur ini memiliki ketertelusuran ke laboratorium Standar primer PTB, Jerman (3). Rangkaian alat ukur radiasi standar dapat dilihat pada gambar (1).



Gambar 1. Rangkaian alat ukur radiasi standar yang terdiri dari elektrometer Aloka dengan detektor kamar ionisasi.

Sedangkan sebagai sumber radiasi digunakan ^{137}Cs dengan aktifitas 20 mCi pada bulan mei 1985. Monitor area yang dikalibrasi adalah Eberline model RI-8 dengan detektor GM. Rangkaian monitor area yang dikalibrasi dapat dilihat pada Gambar 2.



a



b

Gambar 2. Detektor monitor area yang menempel di dinding Reaktor Kartini (a) dan elektrometer yang berada di Ruang Kontrol (b).

Kalibrasi

Metode kalibrasi yang digunakan adalah tip to tip. Detektor standar dan yang dikalibrasi ditempel berdampingan pada dinding. Kemudian penyangga sumber radiasi ^{137}Cs dipasang pada jarak 30 cm dari kedua detektor tersebut. Selanjutnya kedua detektor disinari secara bersamaan dengan sumber radiasi diletakkan pada penyangga sumber. Kemudian ditunggu beberapa menit agar kedua detektor mencapai keseimbangan elektronik. Setelah itu laju pajanan yang terbaca pada kedua elektrometer tersebut dicatat. Pengambilan data untuk alat ukur standar dan monitor area dilakukan sebanyak 5 (lima) kali. Susunan peralatan pada saat kalibrasi dapat dilihat pada Gambar 3.



Gambar 3. Susunan peralatan pada kalibrasi alat ukur radiasi monitor area.

Jarak detektor ke sumber radiasi ^{137}Cs adalah 30 cm.

HASIL DAN PEMBAHASAN

Dari hasil pengukuran alat ukur standar didapatkan bacaan rata-rata sebesar 53,88 mR/jam dan dengan menggunakan persamaan (1) diperoleh laju pajanan standar sebesar 51,34 mR/jam. Dari hasil pengukuran monitor area didapatkan bacaan rata-rata sebesar 52,00 mR/jam dan dengan menggunakan persamaan (2) diperoleh faktor kalibrasi sebesar $0,99 \pm 6,8\%$. Hasil ini cukup baik karena masih dalam rentang yang diijinkan yaitu $0,8 \leq F_k \leq 1,2$.

KESIMPULAN

Dari hasil kalibrasi monitor area diperoleh faktor kalibrasi sebesar $0,99 \pm 0,68 \%$. Dengan demikian dapat disimpulkan bahwa kinerja alat tersebut masih baik sehingga alat tersebut dapat digunakan untuk memantau pajanan radiasi di sekitar kolam reaktor.

DAFTAR PUSTAKA

1. Surat keputusan Dirjen BATAN No. 84/DJ/VI/1991 tentang Kalibrasi Alat Ukur Radiasi Dan Keluaran Sumber Radiasi, Standardisasi Radionuklida Dan Fasilitas Kalibrasi.
2. International Atomic Energy Agency, Handbook on Calibration of Radiation Protection Monitoring Instruments, Technical Reports Series No.133, IAEA, Vienna, 1971.
3. Manual Monitor Area Eberline RI -8.

Tanya – Jawab :

1. Penanya : Muji Wiyono (PTKMR - BATAN)

Pertanyaan :

Faktor apa saja yang berpengaruh terhadap hasil pengukuran?

Jawaban : Agung N (PTKMR – BATAN)

Banyak faktor antara lain : tidak ada laser sehingga tidak dapat menentukan jarak dengan tepat, center detektor terhadap sumber, temperatur ruangan dapat mempengaruhi alat standar.

PREPARASI ^{99m}Tc –HUMAN IMMUNOGLOBULIN G YANG AKAN DIGUNAKAN SEBAGAI PREPARAT PENATAH INFEKSI/INFLAMASI

Laksmi A, Widyastuti W, Sri Setyawati, Maskur, Agus A, Gina M.
PRR - BATAN

ABSTRAK

PREPARASI ^{99m}Tc – HUMAN IMMUNOGLOBULIN G YG AKAN DIGUNAKAN SEBAGAI PREPARAT PENATAH INFEKSI/INFLAMASI , Telah dilakukan preparasi ^{99m}Tc -Human Immunoglobulin G (^{99m}Tc -hIgG) yg akan digunakan sebagai penatah infeksi/inflamasi. Preparasi ^{99m}Tc -hIgG ini dilakukan dengan melalui beberapa tahapan yaitu: Reduksi hIgG menggunakan merkaptoetanol dg perbandingan molar hIgG terhadap merkaptoetanol 1:2000, pemurnian melalui kolom PD-10, hasil pemurnian diukur serapannya dengan spektrometer UV pada panjang gelombang 280 nm dan pelabelan hIgG dengan Tc 99m , yang mana pada pelabelan ini ditambahkan kit MDP sebagai sumber Sn(II) dan co-ligand serta larutan perteknetat Tc-99m dari generator Mo-99/Tc-99m. Hasil penandaan dianalisis dengan kromatografi lapis tipis/kromatografi kertas untuk mengetahui kemurnian radiokimianya. Untuk mengetahui stabilitas sediaan di dalam tubuh dilakukan uji stabilitas dalam serum manusia selama 1,2 dan 3jam .Hasil analisis dengan kromatografi lapis tipis/kromatografi kertas diperoleh kemurnian radiokimia ^{99m}Tc -hIgG lebih besar 95%. Hasil pengujian kestabilan dalam serum manusa menunjukkan kemurnian radiokimia masih stabil sampai 3 jam dan dari pengamatan didapatkan hasil reduksi hIgG masih cukup stabil sampai 3 bulan

ABSTRACT

PREPARATION OF ^{99m}Tc HUMAN IMMUNOGLOBULIN G AS INFECTION/INFLAMMATION IMAGING AGENT. /Preparation of ^{99m}Tc –Human Immunoglobulin G(^{99m}Tc -hIgG) and its analysis have been carried out.This preparation needs several steps , first reducing hIgG using mercaptoetanol with molar ratio 2000:1, purification using PD-10 column (sephadex G-25,Pharmacia), and the reduced hIgG was labeled with ^{99m}Tc and MDP as transchelator. The radiochemical purity of ^{99m}Tc - hIgG was analysed using TLC/paper chromatography.The stability in the body was carried out by using fresh human serum after 1 ,2 and 3 hours incubation. the radiochemical purity of ^{99m}Tc - hIgG analysed with TLC/paper chromatography was higher than 95 %. The stability of labeled hIgG in fresh human serum was stable after 1 ,2, 3 hours incubation and the reduced hIgG was stable until 3 months

PENDAHULUAN

Radiofarmaka telah menunjukkan manfaat yang nyata dan spesifik dalam pelayanan kesehatan, terutama untuk keperluan diagnosis dan terapi, antara lain penyakit kanker , infeksi / inflamasi dan lain lain.

Akhir akhir ini penelitian/pengembangan mengenai radiofarmaka penyidik infeksi dan inflamasi berkembang dengan pesat, misalnya monoklonal antibodi bertanda, fragmen antibodi, peptida kemotaktik dan antibiotik bertanda [1].

Inflamasi jaringan dengan atau tanpa infeksi merupakan gangguan yang bersifat heterogen dan dapat melibatkan berbagai organ dalam tubuh dengan manifestasi klinik yg bervariasi. Inflamasi adalah suatu respon yang terjadi pada jaringan yang terluka untuk membawa molekul dan sel dari sistem imun ke tempat terjadinya kerusakan, sedangkan infeksi adalah inflamasi yang disertai dengan kontaminasi mikro-organisme [2]. Pada umumnya diagnosis infeksi tidak sulit terutama apabila sudah terbentuk abses, namun demikian pada keadaan tertentu diagnosis menjadi sulit seperti pada penderita dengan keluhan, gejala klinik dan dari pemeriksaan fisik ditemukan gambaran yang tidak khas. Pada keadaan demikian modalitas pencitraan untuk deteksi dan penentuan lokasi inflamasi/infeksi menjadi suatu hal yang penting dalam klinik, karena dapat memberikan informasi yang penting dalam pengelolaan penyakit sekaligus dapat memberikan konfirmasi eradikasi infeksi setelah pemberian antibiotik [3].

Pada saat ini beberapa modalitas diagnostik dapat digunakan untuk deteksi dan lokalisasi infeksi. Teknik diagnostik tersebut dapat dikelompokkan menjadi dua kelompok , yaitu kelompok yg didasarkan pada perubahan anatomis dan fisiologis. Kelompok yang didasarkan pada perubahan anatomis misalnya pencitraan menggunakan sinar-x konvensional, USG, CT dan MRI, sedangkan kelompok yang didasarkan pada perubahan fisiologis adalah pencitraan menggunakan teknik kedokteran nuklir. Pada pencitraan menggunakan radionuklida akan diperoleh informasi berupa perubahan yang terjadi dalam proses patofisiologi dan patobiokimia pada penderita. Kelebihan pencitraan dengan teknik kedokteran nuklir dibandingkan dengan pencitraan anatomis adalah, tidak dipengaruhi oleh perubahan anatomi dan secara rutin dapat dilakukan pada seluruh tubuh tanpa memberikan paparan radiasi tambahan [3].

Penandaan monoklonal antibodi dengan ^{111}In diperkenalkan oleh Locker dkk. [4] dan Rusckowski dkk. [5], tetapi secara umum prosedur penandaan dengan ^{111}In cukup rumit. Pencitraan dengan ^{111}In lamban sampai 24 jam serta menghasilkan kualitas pencitraan yang sub-optimal [6]. Adanya kelemahan penggunaan ^{111}In telah merangsang peneliti untuk menggunakan $^{99\text{m}}\text{Tc}$ yang merupakan radionuklida ideal untuk pencitraan menggunakan kamera gamma. Dibandingkan dengan ^{111}In , $^{99\text{m}}\text{Tc}$ memberikan beberapa keuntungan seperti paparan radiasi yang diterima penderita relatif lebih rendah, kualitas pencitraan lebih baik dengan pencitraan lebih pendek, serta diagnostik dapat ditegakkan lebih cepat dalam beberapa jam dengan akurasi cukup tinggi dibandingkan dengan ^{111}In yang memerlukan waktu 24 jam [7]. Dalam penelitian ini dilaporkan hasil preparasi $^{99\text{m}}\text{Tc}$ -hIgG beserta uji kemurnian radiokimia uji kestabilan dalam serum manusia yg akan digunakan sebagai preparat penatah infeksi/inflamasi. Diharapkan penelitian ini dapat menyumbangkan tambahan informasi dalam pengembangan Radiofarmaka penatah infeksi/inflamasi.

BAHAN DAN TATA KERJA

Bahan dan Peralatan

Bahan yg digunakan ialah $\text{SnCl}_2 \cdot 2\text{H}_2\text{O}$ (Merck), MDP (fluka), kolom PD-10 (sephadex G-25 Pharmacia), Merkaptoetanol (Sigma), hIgG (Sandoz), air *demin*, air bidestilasi steril (IPHA), larutan HCl 0,01 N, larutan PBS 0,01M pH 7,4, gas *nitrogen* dan lain lain.

Alat yang digunakan ialah peralatan gelas standar, tabung mikro, *Syringe* dan pipet eppendorf berbagai ukuran, timbangan , Ph meter, HPLC (Shimadzu) dengan kolom SE, Spektrometer UV, peralatan kromatografi kertas/lapis tipis dan lain-lain.

Tata kerja

Reduksi dan pemurnian hIgG.

Sebanyak 500 μl larutan hIgG yg mengandung 50 mg/ml hIgG direduksi dengan cara direaksikan dengan merkaptoetanol dengan perbandingan molar 1:2000 dan diinkubasi selama

30 menit dalam suhu kamar, hasil reduksi dilewatkan pada kolom PD-10 yang telah diaktifkan , kemudian dielusi dengan larutan PBS 0,01M pH 7,4 yang telah dijenuhkan dengan gas nitrogen, eluat ditampung tiap 1ml yang masing masing fraksi diukur serapannya dengan spektrometer UV pada panjang gelombang 280 nm, fraksi yang mengandung hIgG dihitung kadarnya dari persamaan regresi yang diperoleh dari kurva kalibrasi standar hIgG.

Penandaan ^{99m}Tc - hIgG

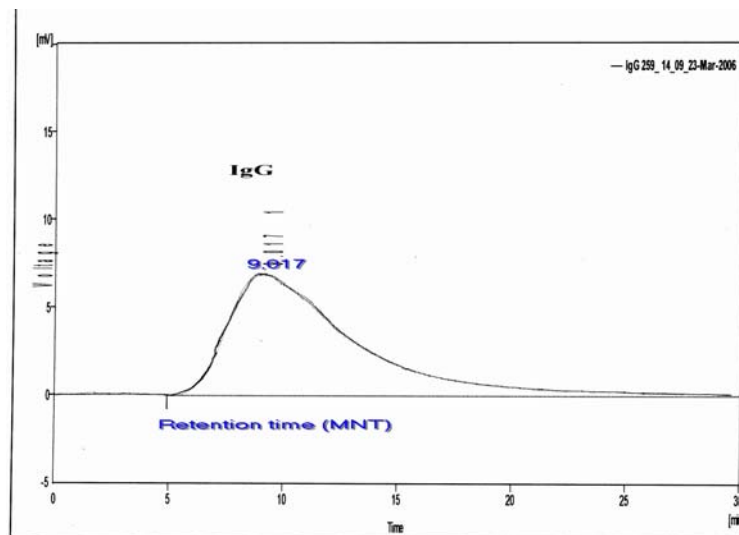
Ke dalam kit MDP (PRR) ditambahkan larutan NaCl fisiologis (salin) hingga volume akhir 5 ml kemudian divortex, kemudian tambahkan sebanyak 3-10 μl ke dalam tabung mikro yang mengandung (10-50) μl 5490 ppm larutan hIgG yang telah direduksi ,kemudian tambahkan sebanyak (2-3) mCi larutan ^{99m}Tc dari generator Mo99/Tc-99m, diinkubasi dalam suhu kamar selama 30 menit

Analisa

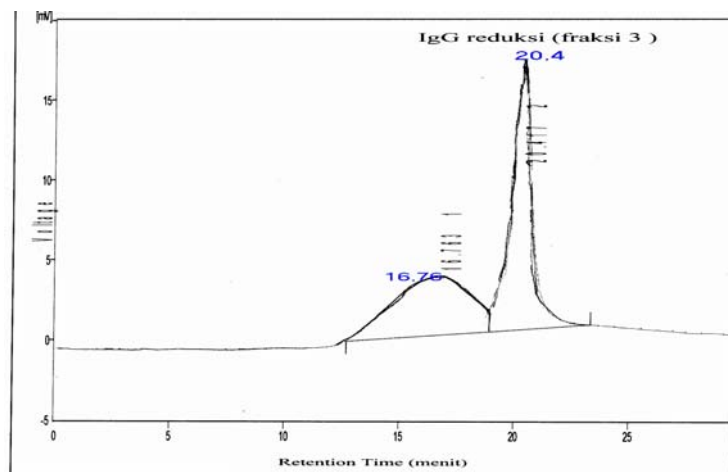
Fraksi hIgG yang telah direduksi diidentifikasi dg HPLC menggunakan kolom 'size exclusion'(SE) BIORAD dengan eluen larutan PBS pH 7 dan detektor UV pada panjang gelombang 280 nm yang prinsip pemisahannya berdasarkan perbedaan berat molekul untuk spesi yang berat molekulnya lebih besar akan terelusi lebih awal, hasilnya dibandingkan dengan hIgG yang belum direduksi, kemurnian radiokimia diuji dengan kromatografi kertas dengan eluen aseton untuk menentukan ^{99m}Tc bebas dan kromatografi lapis tipis dengan eluen buffer sitrat 0,15 M pH 5,5 untuk menentukan $\% ^{99m}\text{TcO}_2$, dg demikian kemurnian radiokimia ^{99m}Tc - hIgG dapat dihitung. Untuk mengetahui stabilitas sediaan di dalam tubuh dilakukan uji stabilitas dalam serum manusia dengan cara mereaksikan sediaan yang telah ditandai dengan ^{99m}Tc dengan serum manusia dan PBS , diinkubasi selama 1, 2, 3 jam dan hasilnya dianalisis kromatografi kertas / kromatografi lapis tipis

HASIL DAN PEMBAHASAN.

Hasil pengujian dengan HPLC untuk hIgG standar menunjukkan puncak tunggal pada menit ke 9,017 ditunjukkan pada Gambar 1 dan untuk hIgG hasil reduksi menunjukkan puncak pada menit ke 16,763 dan 20.417 yang ditunjukkan pada Gambar 2, hal ini menunjukkan bahwa telah terjadi fragmentasi molekul pada hIgG hasil reduksi atau ikatan disulfida pada antibodi tersebut telah tereduksi.



Gambar 1. Kromatogram HPLC hIgG standar kolom SE250 BIORAD, eluen buffer phospat pH 7 , detektor UV dengan panjang gelombang 280 nm



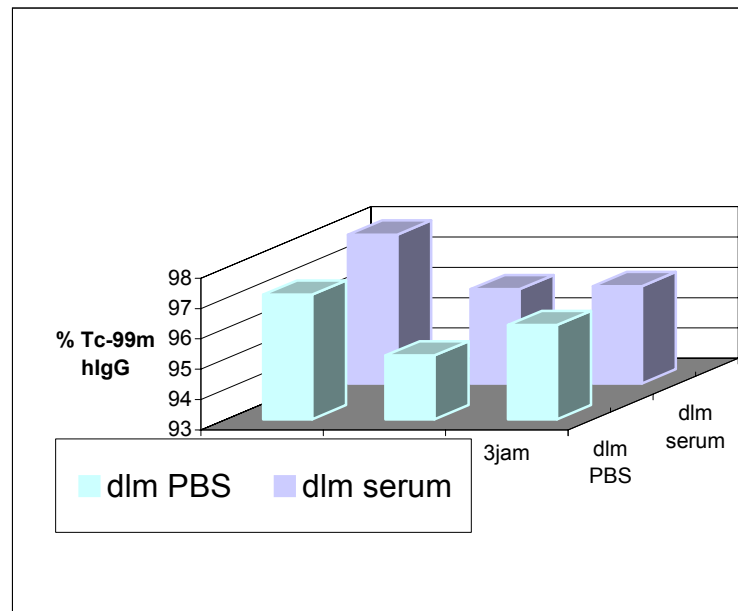
Gambar 2. Kromatogram HPLC hIgG hasil reduksi kolom SE250 BIORAD, eluen buffer phospat pH 7 , detektor UV dg panjang gelombang 280 nm

Hasil pengujian kemurnian radiokimia dengan kromatografi kertas untuk $^{99m}\text{Tc-hIgG}$ dapat dilihat pada Tabel 1 . Dari Tabel 1 dapat dilihat untuk nomer percobaan 1 s/d 3 kemurnian radiokimia di atas 95% hal ini menunjukkan bahwa baik hasil reduksi hIgG ,metoda analisis maupun metoda penandaan dan komposisi sediaan yang digunakan cukup bagus.untuk selanjutnya dipilih formula percobaan 3 , karena dengan kandungan hIgG yg lebih kecil kemurnian radiokimianya tidak jauh berbeda hal ini bisa lebih menghemat jumlah hIgG yang dipakai.

Tabel 1. Hasil Analisis Kemurnian Radiokimia dg TLC

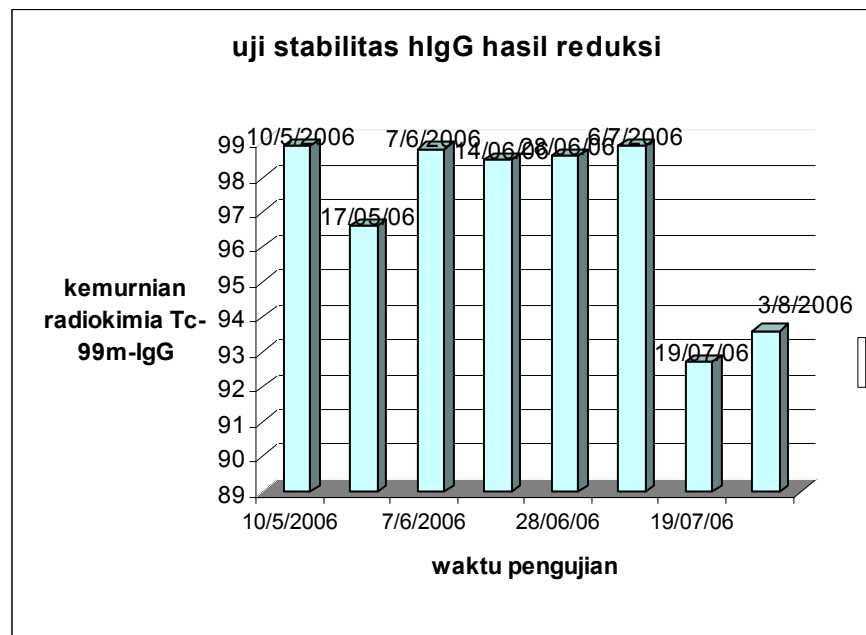
No.	lar 5490 ppm hIgG reduksi(μl)	lar MDP (μl)	Aktivitas ^{99m}Tc (mCi)	% $^{99m}\text{Tc-hIgG}$
1	50	10	2,47	98,9
2	25	5	2,21	98,8
3	10	3	2,47	97,8

Hasil uji stabilitas sediaan dalam serum manusia dan dalam PBS dapat dilihat pada Gambar 3 , dari Gambar 3 ini dapat dilihat bahwa baik dalam serum manusia ataupun dalam PBS setelah diinkubasi dalam 1 jam, 2 jam maupun 3 jam kemurnian radiokimia sediaan relatif konstan / rata² diatas 95% , hal ini menunjukkan bahwa sediaan Tc-99m hIgG yang dihasilkan cukup stabil dalam dalam tubuh manusia , diharapkan sediaan ini bisa digunakan untuk kepentingan diagnosis infeksi maupun inflamasi.



Gambar 3. Uji stabilitas ^{99m}Tc-hIgG dalam serum manusia dan dalam PBS

Pengamatan stabilitas hasil reduksi dapat dilihat pada Gambar 4, pengamatan stabilitas hasil reduksi ini sangatlah penting , karena hal ini menyangkut masa kadaluwarsa dari hasil reduksi , sehingga bisa memperkirakan berapa banyak hIgG yang ingin di reduksi dan kapan kira-kira reduksi ulang harus kita lakukan lagi sesuai dengan kebutuhan atau pesanan, pengujian stabilitas hasil reduksi dilakukan dengan cara melakukan penandaan sediaan dengan Tc-99m dan di lakukan analisis kemurnian radiokimia dengan kromatografi kertas dan kromatografi lapis tipis, dari Gambar 4 dapat dilihat bahwa dari sampai rentang waktu 3bulan (01/05/06 s/d 03/08/06) hasil kemurnian radiokimia^{99m}Tc-hIgG ternyata masih cukup tinggi yaitu masih di atas 92% hal ini menunjukkan bahwa hasil reduksi hIgG masih cukup stabil sampai rentang waktu 3 bulan.



Gambar 4. Pegamatan stabilitas hasil reduksi hIgG dalam rentang waktu 3 bulan
Reduksi dilakukan pada tanggal 01/05/06

KESIMPULAN DAN SARAN

Dari hasil kromatogram HPLC dan ditunjang dengan hasil penandaan hIgG dg Tc-99m dapat diketahui bahwa reduksi hIgG dengan menggunakan merkaptoetanol dengan perbandingan mol 1:2000 dan pemurnian dengan kolom PD-10 (sepalex g-25, Pharmacia) , cukup berhasil . Hasil penandaan dapat dilihat dari hasil uji kemurnian radiokimia yang mencapai lebih dari 95%, menunjukkan bahwa selain hasil reduksi yg cukup berhasil juga metode penandaan dan metode analisis cukup baik. Dari uji stabilitas sediaan dalam tubuh dapat disimpulkan bahwa sediaan ini cukup stabil dalam tubuh manusia. Dari pengamatan selama kurang lebih 3 bulan dapat disimpulkan hasil reduksi hIgG ini masih cukup stabil sampai rentang waktu 3 bulan. Dari semua hasil analisis dan pengamatan tersebut dapat diharapkan sediaan ^{99m}Tc -hIgG ini bisa digunakan untuk sediaan radiofarmaka penatah infeksi/inflamasi. Untuk itu perlu dilanjutkan dengan uji biodistribusi dan uji klinis lebih lanjut serta diharapkan penelitian ini juga dapat menyumbangkan tambahan informasi dalam pengembangan Radiofarmaka penatah infeksi/inflamasi.

DAFTAR PUSTAKA

1. H.J.J.M. RENEN, F.H.M. Corstens, W.J.G. Oyen, et al., "New concepts infection/ inflammation imaging ", *Q J Nucl Med* 2001, 45:167-73.
2. ROITT IM. *Essential immunology*. 6th edn. Oxford: Blackwell Scientific 1989.
3. A. HUSSEN S KARTAMIHARJA. Peranan Teknik Kedokteran Nuklir dalam Penentuan fokus Infeksi. Kumpulan Makalah Pertemuan Ilmiah Dwi tahunan PKBNI-PKNI-BATAN, Jakarta, 2002, 103-111.
4. LOCKER JT, Seybold K, Andres RY, et al. Imaging of inflammatory and infectious lesion after injection of radioiodinated monoclonal antigranulocyte antibodies. *Nucl Med Commun*. 1986;7:659-670.
5. RUSCKOWSKI M, Fitz B, Hnatowich DJ. Localization of infection using streptavidin and biotin; an alternative to nonspecific polyclonal immunoglobulin. *J Nucl Med*. 1992;33:1810-1815.
6. PALESTRO, CJ, Weiland FL, Seabold JE et al. Localizing infection with a technetium - 99m-labeled peptide: initial results. *Nuc Med Commun* 2001; 22(6):695-701.
7. FOGELMAN, I., *Bone scanning in clinical Nuclear Medicine*, 3^d ed, Maisey, Britton and Coiler Eds, Chapman & Hall Medical, London, 1991:147-150.

Tanya – Jawab :

1. Penanya : Anna R (PRR - BATAN)

Pertanyaan :

Pada proses pelabelan HgG-Tc^{99m} diperlukan Coligand kit MDP sebagai sumber Sn (II). Apakah Sn (II) hanya dapat diperoleh dari kit MDP saja? Apakah kit MDP hanya sebagai sumber Sn (II) saja atau ada yang lain?

Jawaban : Laksmi A (PRR – BATAN)

Sebagai sumber Sn bisa dipakai kit pirostan (phosphat). Selain sebagai sumber Sn kit MDP dipakai juga sebagai co-ligand/chelator, yaitu untuk mengurangi kemungkinan terhidrolisisnya Tc-99m menjadi TcO₂ yang berbentuk koloid yang membuat lambatnya reaksi kompleksasinya Tc-99m – AB.

**PENGUKURAN KONSENTRASI ^{228}Th , ^{226}Ra , ^{228}Ra , DAN ^{40}K
DALAM PASIR BESI DI TAMBANG PASIR BESI
CIPATUJAH-TASIKMALAYA**

Asep Setiawan dan Wahyudi
PTKMR – BATAN

ABSTRAK

PENGUKURAN KONSENTRASI ^{228}Th , ^{226}Ra , ^{228}Ra , DAN ^{40}K DALAM PASIR BESI DI TAMBANG PASIR BESI CIPATUJAH-TASIKMALAYA. Pengukuran konsentrasi ^{228}Th , ^{226}Ra , ^{228}Ra , dan ^{40}K di dalam pasir besi telah dilakukan di beberapa lokasi penambangan pasir besi di Cipatujah - Tasikmalaya, Jawa Barat. Sampel pasir besi diambil langsung di lokasi tambang dan diukur menggunakan spektrometer gamma dengan detektor germanium berkemurnian tinggi (HPGe). Hasil pengukuran menunjukkan bahwa konsentrasi ^{228}Th , ^{226}Ra , ^{228}Ra , dan ^{40}K dalam pasir besi berturut-turut adalah $(0,58 \pm 0,04)$ Bq/kg sampai $(5,22 \pm 0,07)$ Bq/kg, $(1,20 \pm 0,08)$ Bq/kg sampai $(8,14 \pm 0,14)$ Bq/kg, $(0,56 \pm 0,10)$ Bq/kg sampai $(5,20 \pm 0,17)$ Bq/kg, dan $(3,64 \pm 0,88)$ Bq/kg sampai $(23,93 \pm 1,13)$ Bq/kg. Konsentrasi ^{228}Th , ^{226}Ra , ^{228}Ra , dan ^{40}K di dalam pasir besi tersebut masih jauh di bawah batas konsentrasi yang direkomendasikan oleh IAEA yaitu sebesar 1000 Bq/kg.

ABSTRACT

THE MEASUREMENT OF ^{228}Th , ^{226}Ra , ^{228}Ra , and ^{40}K CONCENTRATIONS IN IRON SAND IN CIPATUJAH TASIKMALAYA IRON SAND MINE. Measurement of ^{228}Th , ^{226}Ra , ^{228}Ra , and ^{40}K had been done at some iron sand mine sites in Cipatujah, Tasikmalaya, West Java. Iron sand samples were taken directly at mine site and measured using Gamma Spectrometry with High Purity Germanium (HPGe) detector. The measurement result showed that ^{228}Th , ^{226}Ra , ^{228}Ra , and ^{40}K concentrations in iron sand consecutively were (0.58 ± 0.04) Bq/kg to (5.22 ± 0.07) Bq/kg, (1.20 ± 0.08) Bq/kg to (8.14 ± 0.14) Bq/kg, (0.56 ± 0.10) Bq/kg to (5.20 ± 0.17) Bq/kg, and (3.64 ± 0.88) Bq/kg to (23.93 ± 1.13) Bq/kg. Highest concentrations of ^{228}Th , ^{226}Ra and ^{228}Ra were found at Ciheras mine site and ^{40}K at Cidadap mine site. Lowest concentrations of ^{228}Th , ^{226}Ra , ^{228}Ra , and ^{40}K were found at Cikawung Gading 1 mine site. ^{228}Th , ^{226}Ra , ^{228}Ra , and ^{40}K concentration at those sites were still below concentration limit recommended by IAEA which was 1000 Bq/Kg.

PENDAHULUAN

Penduduk dunia selalu mendapat radiasi baik yang berasal dari alam maupun dari sumber radiasi buatan. Radionuklida alam dapat berasal dari dalam bumi (kerak bumi) disebut radionuklida primordial (deret ^{238}U , deret ^{232}Th , dan ^{40}K) dan yang berasal dari luar atmosfer bumi (sinar kosmis) disebut radionuklida kosmogenik (^4H , ^7Li , ^3H , dan lain-lain).

Radionuklida buatan timbul karena dibuat oleh manusia seperti dari hasil pembelahan, reaksi inti, dan debu radioaktif dari hasil ledakan bom nuklir (^{90}Sr , ^{60}Co , dan lain-lain).

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%)^[1]. Disamping gas radon radionuklida ^{228}Th , ^{226}Ra , ^{228}Ra , dan ^{40}K relatif besar kandungannya di tanah. Radionuklida tersebut dapat lepas ke lingkungan melalui berbagai kegiatan manusia, misalnya penambangan atau pengolahan hasil tambang. Radionuklida yang terdistribusi di lingkungan dapat masuk ke dalam tubuh manusia melalui berbagai media, seperti tanah, air, dan udara. Radionuklida yang terkandung di dalam media ini dapat terakumulasi dalam tubuh manusia melalui saluran pernafasan dan pencernaan makanan.

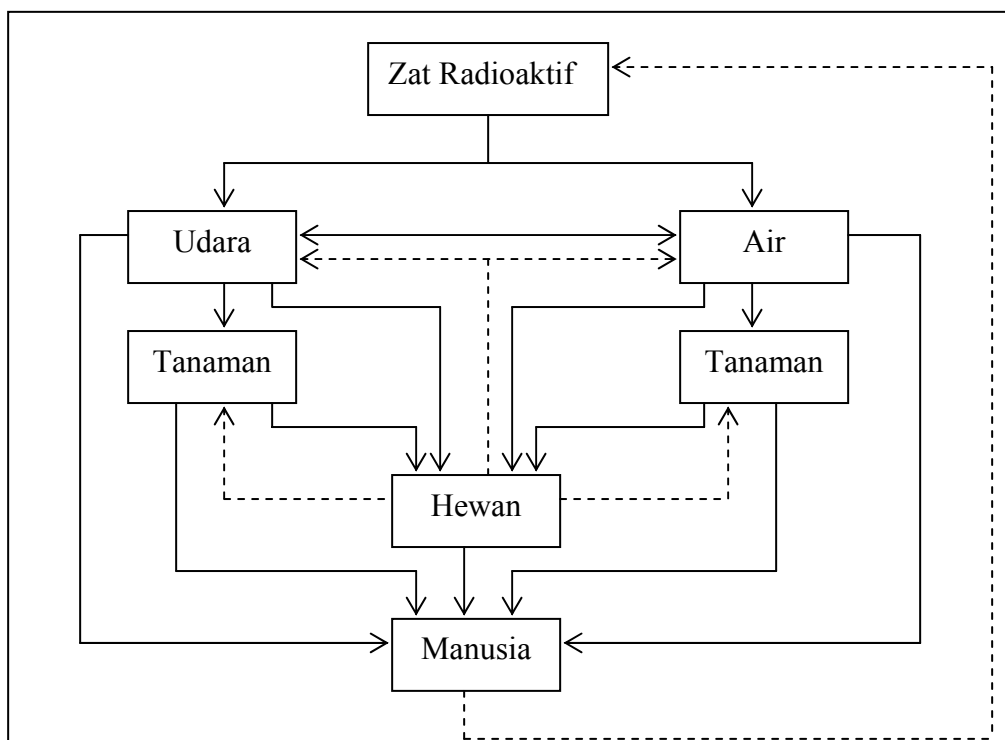
Pasir besi sebagai bahan baku untuk produk yang berbahan dasar logam besi (Fe), mengandung radionuklida ^{228}Th , ^{226}Ra , ^{228}Ra , dan ^{40}K . Pasir besi tersebut akan diekspor ke negara luar yang mensyaratkan agar kandungan ^{228}Th , ^{226}Ra , ^{228}Ra , dan ^{40}K diketahui. Data ini juga dapat digunakan sebagai data dasar kandungan ^{228}Th , ^{226}Ra , ^{228}Ra , dan ^{40}K dalam pasir besi sebelum dilakukan pengolahan.

Makalah ini menjelaskan pengukuran konsentrasi radionuklida primordial (^{228}Th , ^{226}Ra , ^{228}Ra , dan ^{40}K) dalam sampel pasir besi yang diambil dari beberapa lokasi penambangan pasir besi di pantai, yaitu Ciheras, Cidadap, Cikawung Gading 1, Cikawung Gading 2, dan Cimanuk.

Radionuklida ^{228}Th dan ^{228}Ra merupakan anak luruh ^{228}Ac dari deret peluruhan ^{232}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}Th dan ^{228}Ra mudah terakumulasi di dalam tulang^[2]. Radionuklida ^{226}Ra merupakan anak luruh ^{230}Th dari deret peluruhan ^{238}U dan waktu parohnya 1602 tahun. Apabila ^{226}Ra tersebut masuk ke dalam tubuh manusia dengan konsentrasi yang cukup tinggi maka ^{226}Ra dapat menggantikan kalsium dalam struktur tulang (hampir 99 %)^[2]. Radionuklida ^{226}Ra yang masuk ke dalam tubuh sekitar 80% dikeluarkan dengan cepat dari tubuh dan hanya sekitar 20% yang diserap oleh tubuh^[1]. Radionuklida ^{40}K mempunyai waktu paroh $1,28 \times 10^9$ tahun. Penyebaran ^{40}K di lingkungan

mengikuti penyebaran isotop stabilnya, yaitu ^{39}K . Di dalam sistem biologi unsur ini mempunyai sifat yang sama dengan ^{137}Cs , sehingga mudah terakumulasi dalam otot. Umumnya ^{40}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.^[2,3]

Tujuan pengukuran adalah untuk mengetahui berapa besar konsentrasi radionuklida ^{228}Th , ^{226}Ra , ^{228}Ra , dan ^{40}K yang terkandung dalam pasir besi di lokasi penambangan di Cipatujah Tasikmalaya, Jawa Barat.



Gambar 1. Daur pencemaran radioaktivitas lingkungan

METODOLOGI^[4]

Bahan dan Peralatan

Surveimeter Ludlum model 19, kantong plastik 5 kg, sekop, kertas label, peralatan tulis, nampan, oven, timbangan, marinelli 1 liter, lem araldite, spektrometer gamma dengan detektor HPGe model EG&G Ortec GEM-25185.

Penentuan Titik Sampling

Titik sampling ditentukan dengan cara mengukur pajanan radiasi di daerah tambang pasir besi. Sampel yang diambil adalah sampel pada titik sampling dengan pajanan radiasi gammanya terbesar untuk lokasi tambang yang telah ditentukan .

Pengambilan Sampel

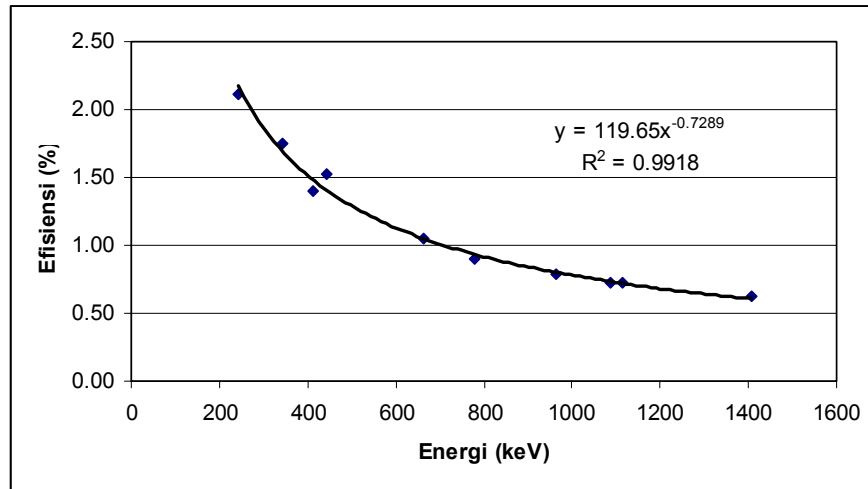
Sampel pasir besi diambil sebanyak 2-5 kg di 5 lokasi penambangan pasir besi yang berbeda di Cipatujah Tasikmalaya, Jawa Barat, yaitu Ciheras, Cidadap, Cikawung Gading 1, Cikawung Gading 2, dan Cimanuk. Sampel diberi label pada wadahnya dengan mencantumkan nama lokasi/daerah, tanggal, bulan, dan tahun pengambilan, serta waktu pengambilan.

Pemrosesan Sampel

Sampel pasir besi dibersihkan dari rumput atau batuan kasar. Sampel dikeringkan dalam oven dengan suhu 110°C selama 24 jam. Sampel kering dimasukkan ke dalam tabung marinelli hingga hampir penuh kemudian ditimbang berat bersih pasir besi. Selanjutnya tabung marinelli berisi sampel kering ditutup rapat menggunakan lem araldit. Sampel disimpan selama dua minggu atau lebih agar terjadi kesetimbangan sekuler antara anak luruh ^{228}Th , ^{226}Ra , ^{228}Ra , dan induknya.

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). Kurva efisiensi pencacahan sebagai fungsi energi diperlihatkan pada Gambar 2.



Gambar 2. Kurva kalibrasi efisiensi pencacahan sebagai fungsi energi

Pengukuran Sampel

Sampel diukur dengan spektrometer gamma. Efisiensi relatif detektor 27% dan resolusi (FWHM) 1,84 untuk energi 1332 (⁶⁰Co). Pengukuran sampel dilakukan selama 17 jam. Radionuklida ²²⁸Th ditentukan dari anak luruhnya yang memancarkan radiasi gamma, yaitu ²¹²Pb pada puncak energi 238,63 keV dengan P_γ = 0,435. Radionuklida ²²⁶Ra ditentukan dari anak luruhnya yang memancarkan radiasi gamma, yaitu ²¹⁴Bi pada puncak energi 609,31 keV dengan P_γ = 0,446. Radionuklida ²²⁸Ra ditentukan dari anak luruhnya yang memancarkan radiasi gamma, yaitu ²²⁸Ac pada puncak energi 911,07 keV dengan P_γ = 0,27. Radionuklida ⁴⁰K ditentukan secara langsung pada energi 1460,75 keV dengan P_γ = 0,1067.

Perhitungan dan Evaluasi Data

Efisiensi pencacahan yang diperoleh sebagai hasil kalibrasi spectrometer gamma menggunakan sumber standar Ho-166m dapat dihitung menggunakan persamaan :

$$E = \frac{N_s}{A_s \cdot P_\gamma} \times 100 \% \tag{1}$$

- dengan N_{st} = laju cacah sumber standar (cps = cacah per detik)
- A_{st} = peluruhan (disintegrasi) per detik (aktivitas sumber standar dalam sertifikat)
- P_γ = 2,20% (²²⁸Th), 1,11% (²²⁶Ra), 0,83% (²²⁸Ra), dan 0,59% ⁴⁰K.

Konsentrasi radionuklida dalam sampel dihitung menggunakan persamaan :

$$C = \frac{(n_S - n_B) \pm \sigma}{\varepsilon \cdot P_\gamma \cdot F_k \cdot W} \quad (2)$$

dengan:

- C : konsentrasi radionuklida dalam sampel (Bq/kg)
- n_S : laju cacah sampel (cps)
- n_B : laju cacah latar (cps)
- σ : deviasi standar
- ε : efisiensi pencacahan (%)
- P_γ : kelimpahan energi gamma (%)
- F_k : Faktor koreksi serapan diri
- W : berat sampel (kg)

Bila terjadi perbedaan antara kerapatan sampel dengan kerapatan sumber standar, maka faktor koreksi dihitung dengan menggunakan persamaan :

$$F_k = \frac{\mu t}{1 - e^{-\mu t}} \quad (3)$$

$$\mu = \mu_m \rho \quad (4)$$

$$\mu_m = 1,287 E^{-0,435} \quad (5)$$

dengan :

- F_k : faktor koreksi serapan diri
- μ : faktor serapan linier (cm⁻¹)
- t : tebal sampel (cm)
- μ_m : faktor serapan massa dari energi gamma
- ρ : kerapatan sampel (g/cm³)
- E : energi gamma (keV)

Simpangan baku pengukuran konsentrasi sampel menggunakan metode statistik Poisson dengan selang kepercayaan 68% dihitung dengan persamaan :

$$\sigma = \sqrt{\frac{n_S}{t_S} + \frac{n_B}{t_B}} \tag{6}$$

dengan:

- σ : 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)

HASIL DAN PEMBAHASAN

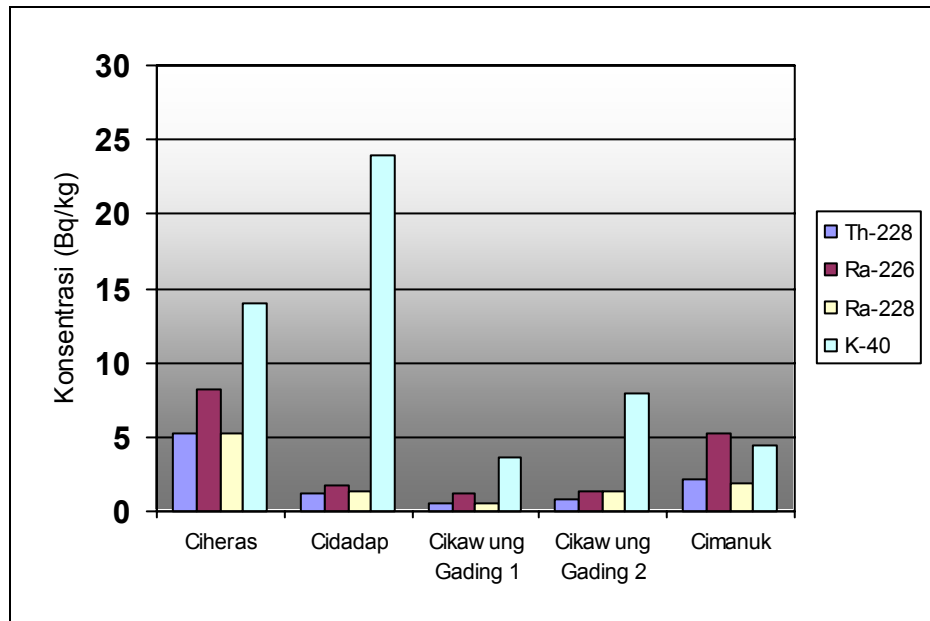
Hasil pengukuran konsentrasi ²²⁸Th, ²²⁶Ra, ²²⁸Ra, dan ⁴⁰K dalam pasir besi di beberapa lokasi penambangan pasir besi di pantai Ciheras, Cidadap, Cikawung Gading 1, Cikawung Gading 2, Cimanuk yang berada di Cipatujah Tasikmalaya dapat dilihat pada Tabel 1.

Tabel 1. Konsentrasi ²²⁸Th, ²²⁶Ra, ²²⁸Ra, dan ⁴⁰K dalam pasir besi di beberapa lokasi penambangan pasir besi di Cipatujah Tasikmalaya, Jawa Barat

No.	Lokasi	Konsentrasi (Bq/kg)			
		²²⁸ Th	²²⁶ Ra	²²⁸ Ra	⁴⁰ K
1	Ciheras	5,22 ± 0,07	8,14 ± 0,14	5,20 ± 0,17	14,00 ± 0,95
2	Cidadap	1,27 ± 0,05	1,79 ± 0,10	1,40 ± 0,13	23,93 ± 1,13
3	Cikawung Gading 1	0,58 ± 0,04	1,20 ± 0,08	0,56 ± 0,10	3,64 ± 0,88
4	Cikawung Gading 2	0,87 ± 0,04	1,36 ± 0,09	1,32 ± 0,13	7,93 ± 1,03
5	Cimanuk	2,17 ± 0,05	5,29 ± 0,11	1,84 ± 0,12	4,41 ± 0,85

Dari Tabel 1 terlihat bahwa konsentrasi ²²⁸Th, ²²⁶Ra, dan ²²⁸Ra tertinggi terdapat di lokasi penambangan Ciheras dan konsentrasi ²²⁸Th, ²²⁶Ra, ²²⁸Ra, dan ⁴⁰K terendah terdapat di lokasi penambangan Cikawung Gading 1. Sedangkan konsentrasi ⁴⁰K tertinggi terdapat di lokasi penambangan Cidadap. Perbedaan data tersebut kemungkinan karena perbedaan kondisi lingkungan lokasi penambangan. Konsentrasi ²²⁸Th, ²²⁶Ra, ²²⁸Ra, dan ⁴⁰K di dalam pasir besi

tersebut masih jauh di bawah batas konsentrasi yang direkomendasikan oleh Badan Tenaga Atom Internasional (IAEA = *International Atomic Energy Agency*) yaitu sebesar 1000 Bq/kg.



Gambar 2. Histrogram konsentrasi ^{228}Th , ^{226}Ra , ^{228}Ra , dan ^{40}K dalam pasir besi di beberapa lokasi penambangan pasir besi di Cipatujah Tasikmalaya, Jawa Barat.

KESIMPULAN

Berdasarkan data hasil pengukuran konsentrasi ^{228}Th , ^{226}Ra , ^{228}Ra , dan ^{40}K dalam pasir besi di beberapa lokasi penambangan pasir besi di Cipatujah Tasikmalaya, Jawa Barat, dapat disimpulkan bahwa konsentrasi ^{228}Th , ^{226}Ra , ^{228}Ra , dan ^{40}K dalam sampel umumnya bervariasi, yaitu antara $(0,58 \pm 0,04)$ Bq/kg sampai $(5,22 \pm 0,07)$ Bq/kg untuk ^{228}Th , $(1,20 \pm 0,08)$ Bq/kg sampai $(8,14 \pm 0,14)$ Bq/kg untuk ^{226}Ra , $(0,56 \pm 0,10)$ Bq/kg sampai $(5,20 \pm 0,17)$ Bq/kg untuk ^{228}Ra , dan $(3,64 \pm 0,88)$ Bq/kg sampai $(23,93 \pm 1,13)$ Bq/kg untuk ^{40}K . Konsentrasi ^{228}Th , ^{226}Ra , dan ^{228}Ra tertinggi terdapat di lokasi penambangan Ciheras dan konsentrasi ^{40}K tertinggi terdapat di lokasi penambangan Cidadap. Konsentrasi ^{228}Th , ^{226}Ra , ^{228}Ra , dan ^{40}K terendah terdapat di lokasi penambangan Cikawung Gading 1. Konsentrasi ^{228}Th , ^{226}Ra , ^{228}Ra , dan ^{40}K di dalam pasir besi tersebut masih jauh di bawah batas konsentrasi yang direkomendasikan oleh IAEA yaitu sebesar 1000 Bq/kg.

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, Wisnu Arya., Teknik Analisis Radioaktivitas Lingkungan, ANDI, Yogyakarta, 1993.
4. P3KRBiN - BATAN, Instruksi Kerja Analisis ^{228}Th , ^{226}Ra , ^{228}Ra , dan ^{40}K Pada Sampel Tanah, Sedimen, dan Bahan Bangunan, Laboratorium KKL, Puslitbang Keselamatan Radiasi dan Biomedika Nuklir, Badan Tenaga Nuklir Nasional, Jakarta, 2003.

Tanya – Jawab :

1. Penanya : Subagyo ES (PPGN - BATAN)

Pertanyaan :

Bagaimana seandainya unsur-unsur tersebut di atas batas konsentrasinya melebihi/jauh di atas konsentrasi, sedang penambang pasir tidak mengetahui hal tersebut? Dan bagaimana tindakan PTKMR?

Jawaban : Asep S (PTKMR – BATAN)

Bila konsentrasi unsur di atas batas yang direkomendasikan oleh IAEA, maka areal tambang tersebut harus segera dibersihkan dari unsur tersebut yang selanjutnya pasir dengan kandungan unsur yang melebihi batas rekomendasi tersebut dikumpulkan di suatu tempat (misal dengan cara landfill) dengan pemantauan yang berkelanjutan. Peran PTKMR sesuai tugasnya adalah melakukan pemantauan berkelanjutan yang dimulai dengan pembersihan areal tersebut (pemantauan sebelum dibersihkan s/d pemantauan setelah dilokalisasi).

2. Penanya : Leli Nirwani (PTKMR - BATAN)

Pertanyaan :

Kenapa konsentrasi Fe makin tinggi dalam pasir akan mempengaruhi radionuklida, apa sebabnya?

Jawaban : Asep S (PTKMR – BATAN)

Dalam hal ini hanya kebetulan saja antara konsentrasi radionuklida alam dengan konsentrasi logam Fe berbanding lurus, tapi yang paling berpengaruh terhadap kandungan radionuklida adalah struktur geologinya.

3. Penanya : Sutarman (PTKMR - BATAN)

Pertanyaan :

a. Mengapa konsentrasi K-40 dalam pasir besi paling tinggi?

b. Apakah ada batasan/rekomendasi konsentrasi setiap radionuklida dalam pasir besi?

Jawaban : Asep S (PTKMR – BATAN)

a. K-40 dalam pasir besi tinggi dikarenakan struktur geologi di daerah tersebut kemungkinan besar mengandung feldspar yang biasanya mengandung K-40 yang tinggi.

b. Untuk setiap radionuklida dalam pasir besi ada rekomendasi dari IAEA yaitu 1000Bq/kg.

DOSIMETER CASO4:DY BUATAN BARC SEBAGAI PEMANTAU DOSIS RADIASI PERORANGAN HP (10)

Rofiq Syaifudin, Nina Herlina, dan Bambang Supriyanto
PTKMR - BATAN

ABSTRAK

DOSIMETER CaSO₄:Dy BUATAN BARC SEBAGAI PEMANTAU DOSIS RADIASI PERORANGAN Hp₍₁₀₎. Meningkatnya penggunaan dosimeter CaSO₄:Dy sebagai monitor radiasi perorangan menyebabkan penelitian ini dilakukan untuk menguji kinerja dosimeter. Parameter dosimeter yang akan diuji adalah keseragaman tanggapan dan pembuatan kurva kalibrasinya. Untuk mengetahui keseragaman tanggapan, dosimeter disinari dengan sumber radiasi gamma ¹³⁷Cs dengan dosis 0,1; 0,2; 0,5; 5, dan 10 mSv. Pembuatan kurva kalibrasi dilakukan dengan cara menyinari dosimeter dengan sumber radiasi gamma ¹³⁷Cs dengan rentang dosis dari 0,1mSv hingga 20 mSv. Tanggapan dosimeter dibaca dengan TLD reader TL 1010. Hasil yang diperoleh menunjukkan bahwa nilai simpangan tanggapan dosimeter (%) untuk dosis 0,1; 0,2; 0,5; 5, dan 10 mSv adalah 2,28; 1,94; 4,95; 3,60 dan 6,28. Kurva kalibrasi yang dihasilkan dari rentang dosis 0,1mSv hingga 20 mSv adalah garis linier. Dan hasil ini dapat disimpulkan bahwa kinerja dosimeter baik sehingga dapat digunakan sebagai pemantau dosis radiasi perorangan.

ABSTRACT

CaSo₄:Dy DOSIMETER MADE by BARC as PERSONAL DOSE MONITORING in TERM of Hp (10). The increase of the use of CaSO₄:Dy dosimeters as personal radiation monitoring caused the research performed to examine the dosimeter performance. Parameters that would be examined were their response uniformity and calibration factor. To know the uniformity of dose response the dosimeter were irradiated by Cs-137 gamma radiation source with variation of group of doses 0.1; 0.2; 0.5; 5; and 10 mSv. The calibration of dosimeter has conducted for the range of doses of 0.1 to 20 mSv. Gamma ray of Cs-137 is used for exposing TLD. The response of dosimeter has been read using TLD reader TL 1010. The results are the deviation of response for each group (%) 2.28; 1.94; 4.95; 3.60; and 6.28, respectively. The calibration curve was linear. The results showed that the performance of the dosimeters were good so that can be used for personal dose monitoring.

PENDAHULUAN

Fosfor CaSO₄:Dy telah dikembangkan sebagai dosimeter termoluminansi (TLD) oleh Yamashita. Di India jenis dosimeter ini telah digunakan sebagai pemantau dosis radiasi perorangan secara rutin^[1]. Tercatat bahwa dari 42000 pekerja radiasi yang dilayani di India

sekitar 10500 orang diantaranya menggunakan film untuk monitor radiasinya dan sisanya sekitar 75% menggunakan TLD^[2].

Penelitian terhadap karakteristik dosimeter CaSO₄:Dy pernah dilakukan di Indonesia dalam bentuk gelas kapiler namun pemanfaatannya masih sebatas untuk keperluan pemantau dosis radiasi lingkungan sedangkan untuk dosimeter perorangan belum dikembangkan^[3]. Kenyataannya dosimeter jenis ini telah dikembangkan untuk pemantau radiasi gamma, sinar-X, bahkan radiasi beta, dan digunakan untuk pemantau dosis radiasi perorangan. Dosimeter ini mampu merekam dosis dari 50 μ Sv hingga 5 Sv untuk gamma dan 100 μ Sv hingga 5 Sv untuk beta^[4].

Meningkatnya permintaan TLD sebagai monitor radiasi perorangan mendasari penelitian ini untuk menguji kinerja dosimeter CaSO₄:Dy sehingga nantinya dapat diperoleh suatu harga yang dapat dijadikan acuan terhadap pertimbangan penggunaan dosimeter tersebut sebagai monitor radiasi perorangan. Untuk keperluan tersebut perlu dilakukan pengujian keseragaman tanggapan TLD terhadap dosis radiasi yang diberikan dan mengkalibrasinya sehingga diperoleh suatu kurva kalibrasi. Dari beberapa penelitian yang telah dilakukan diketahui bahwa hubungan antara bacaan intensitas TL dengan dosis radiasi pada TLD linier untuk dosis rendah hingga tinggi (10 Sv). Karena itu dalam evaluasi dosis pada TLD cukup digunakan faktor kalibrasi. Dalam kegiatan pemantauan dosis perorangan secara praktis, kalibrasi TLD dapat dilakukan dengan dosis tunggal, misalnya dengan dosis 5 mSv^[5].

Pada penelitian ini pengujian keseragaman tanggapan dosis dilakukan pada beberapa variasi dosis 0,1; 0,2; 0,5; 5, dan 10 mSv dan untuk kalibrasi dosimeter dilakukan pada rentang dosis 0,1 mSv hingga 20 mSv menggunakan berkas radiasi gamma Cs-137.

Pada makalah ini akan diuraikan hasil pengujian nilai keseragaman tanggapan TLD terhadap dosis radiasi yang diberikan dan kurva kalibrasinya sehingga dosimeter tersebut dapat digunakan sebagai pemantau dosis tara perorangan, Hp(10).

TATA KERJA

TLD yang digunakan adalah hasil pengembangan Vohra, dkk, dan secara komersial dipabrikasi oleh Bhabha Atomic Research Center (BARC) India. Lencana berisi tiga keping dosimeter CaSO₄:Dy yang identik dan terdapat tiga daerah filter yang berbeda yaitu (1) filter

kombinasi Al 1 mm dan Cu 0,85 mm, (2) filter plastik tebal 1,5 mm, dan (3) daerah tanpa filter (*open window*)

Dosimeter CaSO₄:Dy dari batch yang sama yang akan diuji dipanaskan (*annealing*) pada suhu 230° selama 3 jam untuk menghilangkan sisa elektron yang mungkin masih ada dalam perangkat atau elektron karena radiasi latar. Setelah proses pemanasan selesai kemudian dosimeter dibaca menggunakan TLD reader TL 1010 untuk mengetahui tanggapannya. Dari hasil bacaan tersebut dosimeter dikelompokkan dengan nilai tanggapan yang berdekatan.

Pada penelitian ini dilakukan pengukuran tanggapan dosimeter terhadap radiasi foton yang diterima dari berkas radiasi gamma Cs-137. Penyinaran dilakukan pada 5 kelompok variasi dosis yang dianggap cukup mewakili untuk dosis rendah dan sedang. Setiap kelompok terdiri atas 4 buah dosimeter. Pengelompokan empat buah dosimeter untuk setiap dosis penyinaran ini dimaksudkan agar jarak antara dosimeter berdekatan sehingga penerimaan dosis radiasi setiap dosimeter optimal mendekati dosis sebenarnya yang diberikan. Evaluasi dilakukan terhadap keping D1 di mana pada daerah tersebut terdapat kombinasi filter Al dan Cu yang berfungsi untuk mereduksi energi foton.

Setelah diperoleh keseragaman tanggapan dosisnya, proses dilanjutkan dengan menyinari 20 buah dosimeter yang mempunyai nilai keseragaman berdekatan menggunakan sumber radiasi gamma Cs-137. Pada penyinaran ini diberikan variasi dosis 0,1; 0,2; 0,5; 5, dan 10 mSv.

Langkah berikutnya adalah membaca tanggapan dosimeter menggunakan TLD *reader* TL 1010 yang sebelumnya telah didiamkan selama 5 hari untuk menstabilkan perangkat dalam dosimeter. Hasil cacahan elektron kemudian dievaluasi dan dibuat suatu tabel keseragaman tanggapan dosimeter.

Untuk pembuatan kurva kalibrasi dilakukan langkah awal yang sama dengan pembuatan nilai keseragaman dosimeter. Dosimeter yang digunakan adalah dosimeter dengan kode batch yang sama dengan dosimeter untuk pembuatan nilai keseragaman tanggapan.

Sebanyak 14 buah dosimeter dengan nilai keseragaman awal yang berdekatan disinari untuk pembuatan kurva kalibrasi ini. Penyinaran dilakukan pada dosis 0,1; 0,2; 0,3; 0,5; 0,75; 1; 1,5; 2; 3; 5; 7,5; 10; 15; dan 20 mSv.

Langkah berikutnya adalah membaca tanggapan dosimeter menggunakan TLD *reader* TL 1010 yang sebelumnya telah didiamkan selama 5 hari untuk menstabilkan perangkat dalam dosimeter. Hasil cacahan elektron kemudian dievaluasi dan dibuat suatu kurva kalibrasi dosimeter. Kurva kalibrasi merupakan hubungan antara tanggapan dosimeter terhadap dosis radiasi yang diterima.



Gambar 1. TLD CaSO₄:Dy buatan BARC India

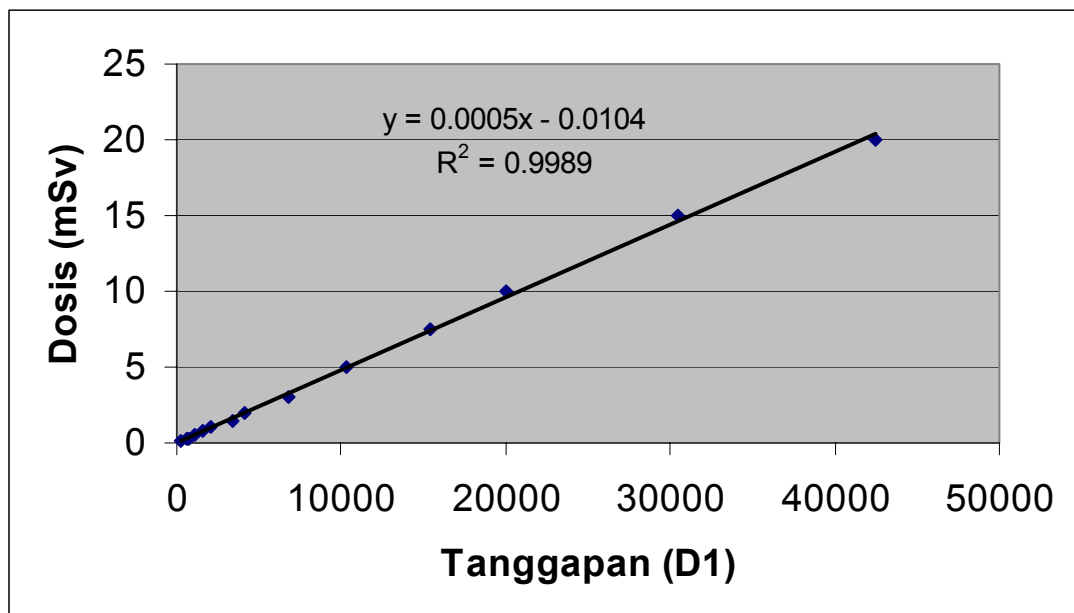
HASIL DAN PEMBAHASAN

Nilai keseragaman tanggapan yang diperoleh untuk tiap-tiap dosis disajikan pada Tabel 1. Dari beberapa variasi dosis tersebut diperoleh deviasi yang cukup tinggi pada dosis 10 mSv. Hal ini mungkin saja terjadi karena karakteristik dari dosimeter untuk menerima radiasi berbeda dengan dosimeter lainnya. Untuk mengatasi hal ini dapat dilakukan dengan penyinaran terhadap banyak dosimeter untuk setiap kelompoknya sehingga dengan banyaknya data akan diperoleh nilai simpangan yang rendah untuk kelompok tersebut. Dari tabel dapat dilihat pula bahwa tanggapan dosimeter pada setiap kelompok dosis cukup bervariasi, namun demikian nilai simpangan relatif kecil masih di bawah 10 %.

Tabel 1. Keseragaman tanggapan dosis dosimeter CaSO4:Dy

Dosis	0,1 mSv	0,2 mSv	0,5 mSv	5 mSv	10 mSv
Tanggapan	302	496	1028	10017	22244
	293	475	924	10864	20299
	305	478	972	10209	19657
	291	486	1023	10549	19422
Rata-rata	297,75	483,75	986,75	10409,75	20405,5
Deviasi (%)	2,28	1,94	4,95	3,60	6,28

Kurva kalibrasi yang menunjukkan hubungan antara bacaan intensitas TL (tanggapan) terhadap dosis radiasi yang diterima disajikan pada Gambar 2. Bentuk kurva yang dihasilkan dari 14 nilai dosis yang diberikan adalah garis linier. Hal ini ditunjukkan dengan persamaan regresi $y = 0,0005x - 0,0104$ dan nilai koefisien korelasinya $R^2 = 0,99$. Persamaan yang diperoleh ini selanjutnya digunakan untuk menghitung dosis radiasi yang diterima dosimeter ini setelah digunakan oleh pekerja radiasi atau seseorang yang bekerja di medan radiasi.



KESIMPULAN

Dari hasil penelitian dapat disimpulkan bahwa pengujian yang dilakukan terhadap dosimeter CaSO₄:Dy buatan BARC India mempunyai kinerja yang cukup baik. Hal ini dilihat dari tanggapan dosimeter terhadap dosis yang diberikan cukup stabil dengan deviasi pada tiap kelompok dosis kurang dari 10 % dan kurva kalibrasi yang dihasilkan adalah linier dengan persamaan regresi $y = 0,0005x - 0,0104$ dan nilai koefisien korelasinya $R^2 = 0,99$.

Berdasarkan hasil-hasil yang diperoleh dari penelitian untuk tanggapan dosimeter dengan simpangan kesalahan (deviasi) yang kurang dari 10 % dan kurva tanggapan (kurva kalibrasi) yang linier maka dapat dikatakan bahwa dosimeter tersebut dapat digunakan sebagai monitor radiasi perorangan.

UCAPAN TERIMA KASIH

Terima kasih disampaikan kepada staf Bidang Metrologi yang telah membantu dalam penyediaan fasilitas kalibrasi dosimeter dan semua pihak yang telah membantu untuk kelancaran penulisan makalah ini.

DAFTAR PUSTAKA

1. M.M. Adtani, R.V Sawant, Bhoja Shetty and S.J Supe, *Light Induced Fading in CaSO₄:Dy Teflon Thermoluminescence Disc*. Radiation Protection Dosimetry, Vol. 2 No. 2 p. 119-121, Nuclear Technology Publishing (1982).
2. O.P Massand, U.R Kini, and K.L Popli, IAEA/RCA Personal Dosimeter Intercomparison Status Report of India.
3. Hasnel Sofyan, Dyah D. Kusumawati, Helfi Yuliati, dan Abubakar Ramain, Karakteristik Dosimeter TL CaSO₄:Dy Gelas Kapiler untuk Memantau Dosis radiasi Lingkungan. Prosiding Presentasi Ilmiah Keselamatan Radiasi dan Lingkungan VIII P3KRBiN – BATAN, Hal. 227 – 232 (2000).
4. Bhabha Atomic Research Centre, *TLD Badge Reader Type TL 1010 with Technology from Bhabha Atomic Research Centre*. Instruction Manual. Nucleonix Systems Private Limited, 2003.
5. Mukhlis Akhadi, Dasar-Dasar Proteksi Radiasi. PT. Rineka Cipta, Jakarta 2000.

Tanya – Jawab :

1. Penanya : Neneng L (PATIR - BATAN)

Pertanyaan :

Apakah ada standard yang digunakan dalam penelitian Saudara?

Jawaban : Rofiq S (PTKMR – BATAN)

Jika yang dimaksud adalah dosimeter CaS04:Dy maka jawabannya adalah tidak ada, justru dengan penelitian ini diharapkan akan diperoleh suatu data yang dapat dijadikan pertimbangan penggunaan dosimeter tersebut sebagai monitor radiasi perorangan.

PENENTUAN VOLUME URIN 24 JAM BERDASARKAN KADAR KREATININ DALAM URIN

Elistina
PTKMR - BATAN

ABSTRAK

PENENTUAN VOLUME URIN 24 JAM BERDASARKAN KADAR KREATININ DALAM URIN. Telah dilakukan penentuan volume urin 24 jam berdasarkan kadar kreatinin dalam urin. Dengan menghitung kadar kreatinin dalam urin yang diekskresikan selama 24 jam maka korelasi antara kadar kreatinin dan volume urin selama 24 jam dapat diketahui serta dibandingkan dengan kadar kreatinin total selama 24 jam sehingga hasil rerata volume urin yang diekskresikan dalam satu hari (24 jam) dapat ditentukan. Peralatan yang digunakan adalah Photometer 4010 Boehringer pada panjang gelombang 546 nm. Rerata kadar kreatinin hasil eksperimen pada 17 orang laki-laki adalah $1,507 \pm 0,599$ gr/24 jam dan 13 orang wanita adalah $1,280 \pm 0,312$ gr/24 jam sedangkan volume urin untuk laki-laki dan wanita selama 24 jam adalah $1.131 \pm 410,089$ ml.

Kata kunci: Volume urin, kreatinin, dan Photometer 4010 Boehringer

ABSTRACT

DETERMINATION OF 24 HOURS URINE COLLECTION BASED ON TO THE CREATININE CONTENT IN HUMAN URINE. It has been conducted on determination of 24 hours urine collection based on the creatinine content in human urine with calculation of creatinine content in urine excreted for 24 hours so that the correlation between creatinine content and urine volume excreted for 24 hours collection could be determined and comparing to the total 24 hours creatinine content, average value of urine excreted for 24 hour can be determined. The equipment employed was Photometer 4010 Boehringer with wavelength of 546 nm. The value of average creatinine content resulted from this experiment for 17 person sample of man was 1.507 ± 0.599 gr/24 hours and for 13 person of woman was 1.280 ± 0.312 gr/24 hours while value of urine volume for 24 hours collection was $1.131 \pm 410,089$ ml.

Keywords: Urine volume, creatinine, and Photometer 4010 Boehringer

PENDAHULUAN

Analisis urin menggunakan prosedur *bioassay in-vitro* umumnya dilakukan untuk menentukan adanya radionuklida dari proses ekskresi, terutama untuk radionuklida yang masuk ke dalam tubuh serta mudah berpindah atau larut. Jika suatu radionuklida masuk dalam sistem sirkulasi darah, sebagian akan terdeposit ke berbagai organ tubuh dan sisanya akan

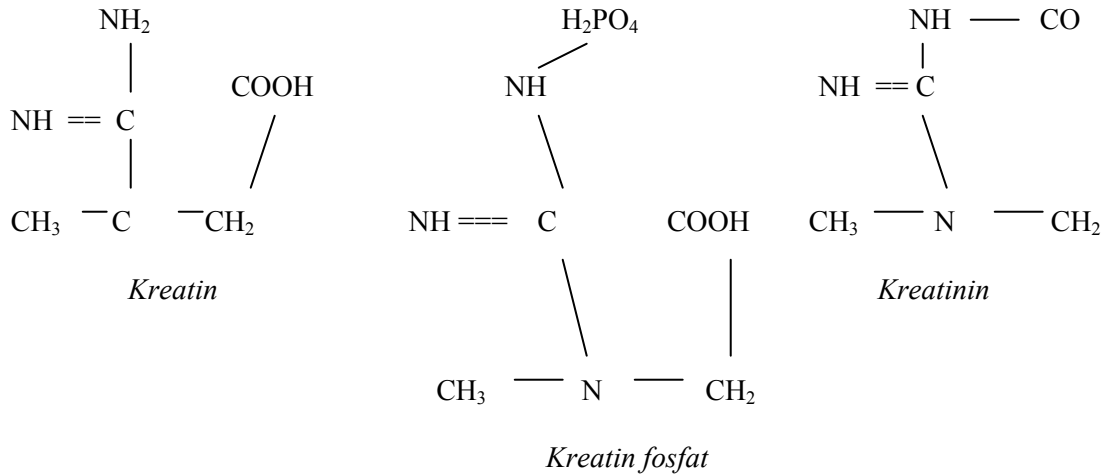
diekskresikan melalui urin. Pengambilan sampel urin dilakukan dengan jalan mengumpulkan urin yang diekskresikan selama 24 jam [1]. Hal ini sangat penting dilakukan untuk mengetahui periode aktifitas metabolisme tubuh berdasarkan urin yang diekskresikan. Keberadaan radionuklida dalam tubuh dapat diketahui melalui nilai cacah yang terdeteksi dan bila nilai ini lebih besar dari nilai cacah latar berarti telah terjadi kontaminasi interna [2].

Pengumpulan urin selama 24 jam adalah ideal, tetapi untuk melakukan ini biasanya sangat sulit, sehingga cara yang terbaik adalah menentukan kadar kreatinin di dalam sampel urin. Laju ekskresi kreatinin dari setiap individu hampir selalu konstan seperti kandungan kalium di dalam tubuh. Standar laju ekskresi rerata kreatinin untuk laki-laki adalah 1,7 gr/hari dan wanita 1,0 gr/hari dan rerata volume urin 24 jam adalah 1.400 ml dengan tingkat kepercayaan 95 %. Waktu pengumpulan sampel dilakukan selama 24 jam dan setiap kali ekskresi dicatat volume urinnnya sehingga dapat ditentukan korelasi antara kadar kreatinin dan volume urin yang diekskresikan selama 24 jam. Dengan menghitung fraksi kreatinin yang terdapat dalam volume urin pada setiap ekskresi dan membandingkannya dengan kadar total kreatinin selama 24 jam maka dapat ditetapkan nilai rerata volume urin yang diekskresikan setiap hari [1,3]. Tujuan dari eksperimen ini adalah untuk membandingkan nilai kadar kreatinin dan volume urin selama 24 jam yang telah ditetapkan oleh ICRP (*International Commission on Radiological Protection*) dengan hasil penelitian.

TEORI

Kreatinin dalam urin terbentuk dari fosfokreatinin. Kecepatan ekskresi kreatinin relatif konstan dari hari ke hari. Oleh karena itu ekskresi kreatinin dari setiap individu manusia hampir selalu konstan seperti halnya kadar kalium di dalam tubuh manusia. Dengan demikian cara terbaik untuk mengetahui volume urin yang diekskresikan selama 24 jam adalah melalui penetapan kadar kreatinin dengan berdasarkan fraksinya yang relatif konstan terhadap laju kreatinin setiap hari.

Pengukuran kreatinin sebagai petunjuk laju ekskresi urin seperti yang telah dilakukan oleh Folin adalah pengukuran warna merah kreatinin pikrat dalam larutan alkali [3,4]. Kreatinin adalah anhidrida siklik dari kreatin (Gambar 1)



Gambar 1. Rumus bangun anhidrida siklik kreatinin

Tubuh manusia mengandung kira-kira 120 gr kreatin/kreatin fosfat yang hampir seluruhnya berada dalam otot sebagai mata rantai perpindahan energi kimia menjadi energi kinetic dari otot besar. Laju ekskresi kreatinin tidak tergantung pada jumlah aktivitas fisik atau latihan yang keras. Jumlah kreatinin tidak berbeda banyak pada seseorang yang sedang diet walaupun kreatinin banyak diekskresikan melalui urin [4]. Kreatinin yang ada di dalam urin sebagian besar berasal dari filtrasi glomular dan tidak berpengaruh terhadap kreatinin dalam plasma darah yang jumlahnya lebih besar. Laju ekskresi urin kreatinin dalam urin berbeda pada setiap individu. Kreatinin lebih banyak diekskresikan oleh laki-laki dari wanita. Dasar perbedaan ini dapat dilihat pada pertumbuhan otot antara laki-laki dan wanita. Bayi mempunyai laju ekskresi urin rendah dan akan terus bertambah pada masa kanak-kanak dan remaja.

Berdasarkan fraksi kreatinin dalam sampel urin dapat dihitung kadar kreatinin (c) dengan menggunakan persamaan sebagai berikut :[5,6]

$$c = \frac{\text{Fraksi kreatinin (mgr/ml urin)} \times \text{volume urin (ml/24 jam)}}{100} \text{ (gr/24 jam)} \rightarrow \text{persamaan (1)}$$

Dari persamaan (1) dapat diprediksi volume urin dari sampel secara tidak langsung, yaitu :

$$c = \frac{[K] \times v}{100} \text{ (gr/24 jam)} \rightarrow v = \frac{100}{[K]} \times c \rightarrow \text{persamaan (2)}$$

dimana : [K] = mgr kreatinin/ml urin
 v = ml volume urin/24 jam
 c = kadar kreatinin berdasarkan jenis kelamin

Dari hasil perhitungan diatas dapat dilakukan koreksi menggunakan faktor koreksi secara statistik dengan tingkat kepercayaan (*confidence level*) 95 % dan simpangan baku 2 (2 SD), dimana ; $x \pm 2 \text{ SD}$

$$SD = \frac{\sqrt{\text{Total } (x - \bar{x})^2}}{i - 1} \rightarrow \text{persamaan (3)}$$

dimana : SD = deviasi standar
 x = kadar kreatinin setiap sampel
 \bar{x} = kadar kreatinin rata-rata
 i = jumlah sampel

Akurasi hasil yang diperoleh dapat dinyatakan dalam bentuk kepekaan/sensitifitas dan spesifisitas berupa nilai prediktif positif dan negatif. Uji kepekaan/sensitifitas merupakan probabilitas yang menghasilkan true positif dari suatu populasi sedangkan uji spesifisitas merupakan probabilitas yang menghasilkan true negatif dari suatu populasi, ditentukan dengan rumusan sebagai berikut [7] :

	Hasil uji pembanding/referensi		
		+	-
Hasil uji yang dilakukan	+	<i>True Positif</i>	<i>False Positif</i>
	-	<i>False Negatif</i>	<i>True Negatif</i>

TATA KERJA

Persiapan Sampel

1. Sampel urin 30 orang pekerja radiasi yaitu 17 orang laki-laki dan 13 orang wanita. dikumpulkan dan dicatat waktu setiap ekskresi dan volumenya selama 24 jam.
2. Urin yang telah terkumpul diberi tanda lalu disimpan pada suhu $\pm 4^{\circ}\text{C}$ sampai waktu akan dicacah.
3. Sebelum dicacah urin diambil sebanyak 1 ml dan diencerkan dengan 49 ml aquabides (1 : 49).
4. Reagen asam pikrat, 35 mmol/L dan NaOH 1,6 mol/L dicampur dengan perbandingan 1 : 1 dan disimpan dalam botol yang gelap. Larutan akan stabil selama 5 jam pada suhu 15-25 $^{\circ}\text{C}$.
5. Larutan standar kreatinin dapat langsung dipakai dan stabil sampai tanggal kadaluarsanya pada suhu 15-25 $^{\circ}\text{C}$.

Analisis Sampel

1. Alat Photometer 4010 dionkan dan diatur [7] :
 - Panjang gelombang : 546 nm
 - *Spekrophotometer* : 520 nm
 - Suhu inkubasi : 25 $^{\circ}\text{C}$
2. Beberapa tabung reaksi disiapkan untuk larutan blangko (cacah latar), larutan standar dan sampel urin yang telah diencerkan. Tabung reaksi untuk larutan blangko dimasukkan 0,5 ml aquabides, 0,5 ml TCA dan 1,0 ml larutan asam pikrat + NaOH. Tabung reaksi untuk larutan standar dimasukkan 0,5 ml larutan standar kreatinin, 0,5 ml TCA dan 1,0 ml larutan asam pikrat + NaOH. Selanjutnya tabung reaksi untuk sampel urin yang telah diencerkan dimasukkan 0,5 ml TCA, 0,5 ml sampel urin yang telah diencerkan dan 1,0 ml larutan asam pikrat + NaOH.
3. Tabung reaksi dikocok dan didiamkan selama 20 menit pada suhu 25 $^{\circ}\text{C}$. Kemudian diukur nilai absorbansi sampel dan standar terhadap blangko. Nilai ini digunakan untuk menghitung fraksi kreatinin setiap sampel.

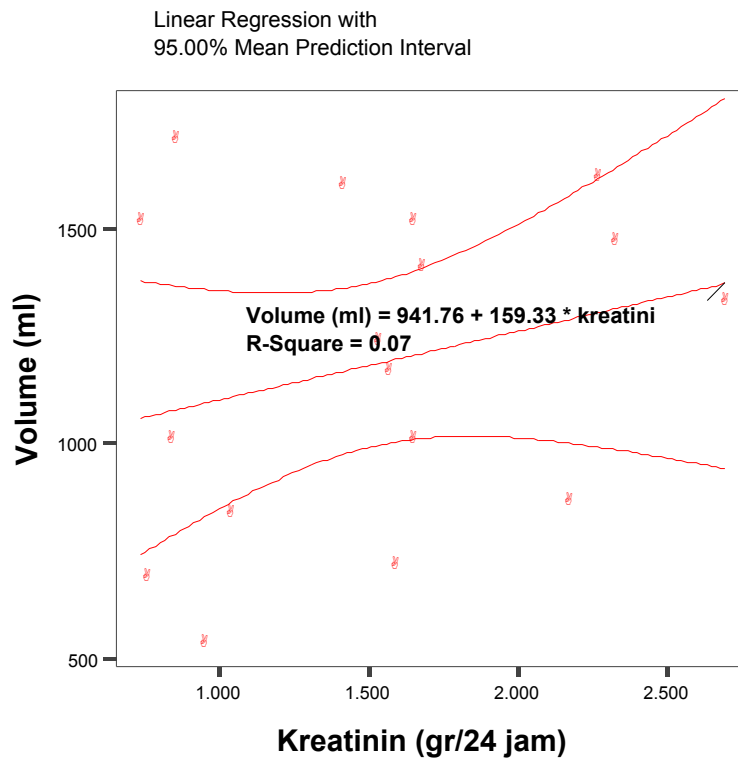
4. Dengan cara yang sama pada butir 2 dan 3, dilakukan untuk sampel urin yang lain.

HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil pengukuran sampel untuk analisis kadar kreatinin dalam urin pada pekerja radiasi laki-laki dan wanita dicantumkan dalam Tabel 1 dan 2.

Tabel 1. Hasil analisis kadar kreatinin dalam urin pada laki-laki

No. Sampel	Volume sampel (ml)	Total kadar kreatinin (gr/24 jam)
1	1.510	0,731
2	860	2,167
3	710	1,588
4	1.400	1,673
5	1.590	1,411
6	1.000	1,649
7	1.510	1,649
8	530	0,947
9	680	0,757
10	1.610	2,266
11	1.700	0,849
12	1.000	0,838
13	1.460	2,324
14	1.320	2,694
15	830	1,034
16	1.160	1,561
17	1.230	1,530
Rerata	1.182,35	1,510
Simpangan baku	368,57	0,599
Minimum	530	0,731
Maksimum	1.700	2,695

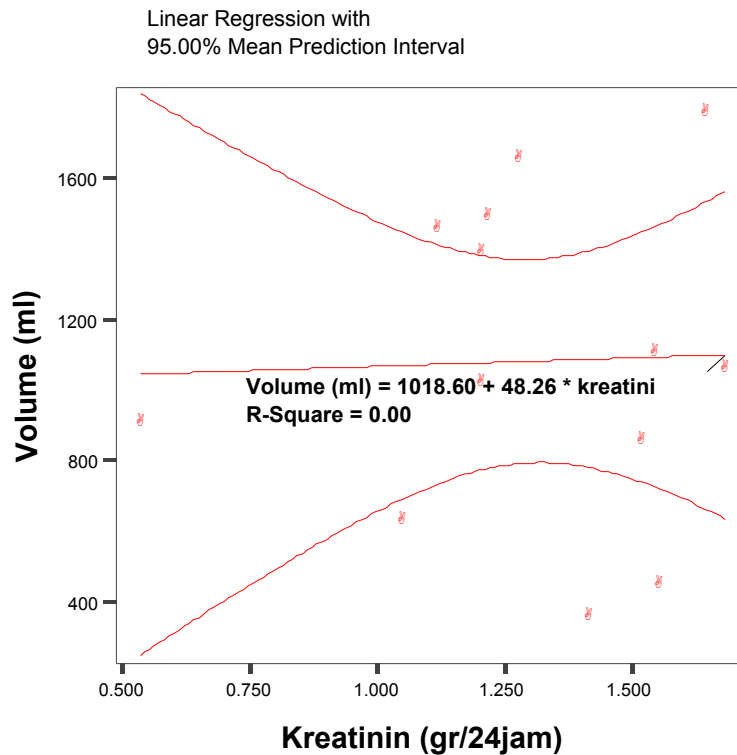


Grafik 1. Kurva korelasi kreatinin dengan volume urin pada laki-laki

Tabel 2. Hasil analisis kadar kreatinin dalam urin pada pekerja wanita

No. Sampel	Volume sampel (ml)	Total kadar kreatinin (gr/24 jam)
1	1.050	1,684
2	350	1,413
3	1.100	1,546
4	1.780	1,645
5	1.480	1,217
6	1.380	1,201
7	1.010	1,201
8	1.450	1,227
9	440	1,552
10	900	0,532
11	850	1,520
12	1.650	1,275
13	620	1,049
Rerata	1.081,54	1,304
Simpangan baku	451,605	0,3116

Minimum	350	0,532
Maksimum	1780	1,684



Grafik 2. Kurva korelasi kreatinin dengan volume urin pada wanita

Dari hasil perhitungan kadar kreatinin menggunakan persamaan (1) yang ditunjukkan pada Tabel 1 dan 2, diketahui rerata kadar kreatinin untuk laki-laki adalah $1,507 \pm 0,599$ gr/24 jam dan wanita adalah $1,280 \pm 0,312$ gr/24 jam. Berdasarkan persamaan (2) dapat dibuat prediksi volume urin yang diekskresikan selama 24 jam. Dengan mengambil data rerata kadar kreatinin di atas dan hasil perhitungan fraksi kreatinin yang diperoleh dari *sampling individual* maka dapat ditentukan volume urin selama 24 jam. Untuk mendapatkan nilai prediksi volume urin selama 24 jam pada *sampling individual* setelah dihitung fraksi kreatininnya dapat digunakan kurva korelasi kreatinin dengan volume urin yang terdapat pada Gambar 1 untuk laki-laki dan Gambar 2 untuk wanita.

Diperoleh dari kedua subyek diatas rerata volume urin untuk laki-laki adalah $1.182 \pm 368,57$ ml dan wanita adalah $1.081 \pm 451,605$ ml. Volume urin keduanya adalah $1.131 \pm$

410,089 ml. Kadar kreatinin yang telah diperoleh di atas dapat dibandingkan dengan kadar kreatinin yang ditetapkan oleh ICRP pada *Task Group on Reference Man* yaitu 1,7 gr/24 jam untuk laki-laki dan 1,0 gr/24 jam untuk wanita dengan volume urin yang dihasilkan 1.400 ml/24 jam [1]. Ternyata hasil yang diperoleh pada eksperimen ini lebih rendah dari hasil yang ditetapkan oleh ICRP. Perbedaan ini dapat disebabkan karena data penelitian ini diambil dari sampel urin karyawan PTKMR. Data ICRP diperoleh dari orang Eropa yang notabene mempunyai pola hidup, ukuran tubuh serta organ tubuh dan pola makan yang berbeda.

Tingkat kepercayaan (*Confidence Level*) dihitung untuk mencerminkan statistik yang bermakna untuk setiap ketepatan pengukuran sehingga perlu dihitung uji sensitifitas dan spesifisitas dalam suatu uji diagnostik. Untuk mengetahui lebih jauh hasil penelitian ini maka dapat dilihat perbandingan pada Tabel 3 dibawah ini.

Tabel 3. Nilai rerata kreatinin penelitian dibandingkan dengan nilai ICRP

Jenis Kelamin	Penelitian (gr/24 jam)	ICRP (gr/24 jam)	Σ (gr/24 jam)
Laki-laki	1,510 ± 0,599	1,70	3,21 ± 0,599
Perempuan	1,304 ± 0,312	1,00	2,304 ± 0,312
Σ	2,814 ± 0,455	2,70	5,514 ± 0,455

Prosentase kreatinin pada laki-laki dalam penelitian ini adalah 47,040 % dan pada wanita adalah 56,597 % dibandingkan dengan hasil dari ICRP. Sedangkan prosentase total kreatinin hasil penelitian adalah 51,103 % dan prosentase hasil ICRP adalah 48,96 %. Dari hasil penelitian pada Tabel 3 diatas dapat diperoleh hasil uji sensitifitas 53,7 % dan spesifisitas 37 %. Banyak faktor yang dapat mempengaruhi hasil tersebut diantaranya kedisiplinan responden ketika ekskresi, pengukuran volume urin atau batasan waktu yang ditetapkan selama 24 jam juga ketelitian dalam preparasi atau pencacahan sampel tetapi secara keseluruhan hasil yang diperoleh cukup baik.

KESIMPULAN

Penentuan volume urin 24 jam berdasarkan kadar kreatinin dalam urin diperoleh hasil yang dapat mewakili 30 responden yang ada dengan volume urin yang diperoleh 1.131 ±

410,089 ml. serta kadar kreatinin pada laki-laki adalah $1,507 \pm 0,599$ gr/24 jam dan 13 orang wanita adalah $1,280 \pm 0,312$ gr/24 jam.

SARAN

Penelitian ini sebaiknya dilanjutkan lagi dengan mengambil sampel diluar karyawan PTKMR sehingga hasil yang diperoleh lebih banyak dan signifikan sehingga dapat mewakili jumlah volume urin orang Indonesia untuk perhitungan apabila terjadi kontaminasi interna.

DAFTAR PUSTAKA

1. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, *Report of Committee II of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication No. 2*, Pergamon Press (1959).
2. 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).
3. HUNTER A., *Creatine and Creatinine, Longmans, Green London* (1958).
4. JACKSON S., *Creatinine in Urine as an Index of Urinary Excretion Rate, Health Physics*, Pergamon Press, Vol. 12, pp. 843-850, (1966).
5. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Indirect Methods For Assessing Intakes of Radionuclides Causing Occupational Exposure, Safety Reports Series No. 18*, Vienna (2000).
6. BOEHRINGER, *Operation Manual of Photometer 4010* (1991)
7. NAZIR F., *Aplikasi Statistik Untuk Pengolahan Data, PTKMR* (2006)

Tanya – Jawab :

1. Penanya : Noviarty (PTBN - BATAN)

Pertanyaan :

- a. Apa tujuannya mengetahui volume urin dan apakah bisa dikatakan jika kandungan kreatininnya tidak sesuai dengan yang biasa terdapat pada manusia lain maka orang tersebut dikatakan ada gangguan ginjal (sekresinya terganggu)?

b. Bagaimana kalau orang tersebut kurang minum?

Jawaban : Elistina (PTKMR – BATAN)

- a. Tujuannya adalah untuk mengetahui jumlah urin yang diekskresikan dalam satu hari (24 jam) dan kandungan kreatinin yang berbeda pada setiap orang bukan berarti dapat terjadi gangguan ginjal karena kadar kreatinin yang ditentukan dalam penelitian ini adalah kadar kreatinin yang sebagian besar berasal dari filtrasi glomerular untuk mengetahui laju ekskresi normal sedangkan gangguan ginjal dapat diketahui apabila kadar kreatininnya tinggi itu berasal dari plasma darah.
- b. Untuk orang yang kurang minum tidak banyak mempengaruhi jumlah kreatinin dalam urin karena laju ekskresi kreatinin relatif konstan dari hari ke hari.

2. Penanya : Maskur (PRR - BATAN)

Pertanyaan :

Mengapa dilakukan penelitian kadar kreatinin jika volume urin sudah diketahui, apa manfaat dari informasi tersebut mohon dijelaskan?

Jawaban : Elistina (PTKMR – BATAN)

Untuk mengetahui jumlah urin yang diekskresikan dalam 24 jam oleh orang Indonesia yang diambil dari 30 responden sedangkan yang ada sekarang berasal dari ICRP, manfaatnya sekarang belum ada karena belum mewakili seluruh orang Indonesia dan perlu dilakukan penelitian lanjutan

3. Penanya : Yayan (PRR - BATAN)

Pertanyaan :

- a. Pada penelitian ini sejauh mana pengaruh pola minum yang banyak terhadap kadar kreatinin yang dihasilkan?
- b. Dan sejauhmana pengaruh kadar kreatinin terhadap metabolisme tubuh?

Jawaban : Elistina (PTKMR – BATAN)

- a. Pola minum yang banyak tidak berpengaruh terhadap kadar kreatinin yang diekskresikan dalam urin karena laju ekskresi kreatinin relatif konstan dari hari ke hari.
- b. Pengaruh kadar kreatinin dalam metabolisme tubuh adalah sebagai mata rantai perpindahan energi kimia menjadi energi kinetik dalam otot besar.

4. Penanya : Hotman Lubis (PRR – BATAN)

Pertanyaan :

Dengan mengetahui volume urin 24 jam apakah kita bisa mengetahui besarnya kontaminasi interna seseorang karena setahu saya sifat dari setiap radionuklida itu berbeda-beda sehingga pada saat ekskresi juga akan berbeda?

Jawaban : Elistina (PTKMR – BATAN)

Urin merupakan salah sampel yang digunakan untuk analisis apabila terjadi kontaminasi interna terutama radionuklida yang masuk ke dalam tubuh serta mudah berpindah atau larut. Dengan mengetahui volume urin 24 jam maka dapat dilakukan analisis kandungan radionuklida apabila nilai cacah yang terdeteksi lebih besar dari nilai cacah latar berarti telah terjadi kontaminasi interna.

5. Penanya : Sri Wahyuni (PTKMR – BATAN)

Pertanyaan :

- a. Apakah pelepasan kadar kreatinin dalam tubuh tidak menyatakan fungsi ginjal ?
- b. Apa hubungan kadar kreatinin dengan fungsi ginjal?

Jawaban : Elistina (PTKMR – BATAN)

- a. Tidak, karena kadar kreatinin yang ditentukan dalam penelitian ini adalah kadar kreatinin dalam urin pada laju ekskresi normal.
- b. Kadar kreatinin yang berhubungan dengan fungsi ginjal adalah kreatinin yang berasal dari plasma darah.

6. Penanya : Agustiar (PKTN – BATAN)

Pertanyaan :

Dalam melakukan penentuan volume urin apakah dilakukan kalibrasi alat, berapa kali dan dimana?

Jawaban : Elistina (PTKMR – BATAN)

Ya, alat dikalibrasi satu kali dalam setahun oleh perusahaan Rajawali Nusindo dan 3 bulan sekali dikalibrasi interna oleh teknisi laboratorium di Laboratorium Pelayanan Kesehatan – PTKMR – BATAN.

7. Penanya : Nur Rohmah (PTKMR – BATAN)

Pertanyaan :

- a. Mengapa rerata kadar kreatinin hasil penelitian pada laki-laki lebih banyak daripada wanita?
- b. ICRP nomor dan tahun berapa yang digunakan sebagai pembanding?

Jawaban : Elistina (PTKMR – BATAN)

- a. Karena adanya perbedaan pertumbuhan otot antara laki-laki dan wanita sehingga kadar kreatinin laki-laki lebih banyak daripada wanita.
- b. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, *Report of Committee II of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication No. 2*, Pergamon Press (1959). JACKSON S., *Creatinine in Urine as an Index of Urinary Excretion Rate, Health Physics*, Pergamon Press, Vol. 12, pp. 843-850, (1966).

PENGUJIAN KEBOCORAN BUNGKUSAN SUMBER RADIOAKTIF TERTUTUP DI PABRIK *OLEFIN* DI CILEGON

Wahyudi dan Untung Pujiono
PTKMR - BATAN

ABSTRAK

PENGUJIAN KEBOCORAN BUNGKUSAN SUMBER RADIOAKTIF TERTUTUP DI PABRIK *OLEFIN* DI CILEGON. Telah dilakukan pengujian kebocoran sumber radioaktif tertutup di pabrik *olefin* di Cilegon. Kegiatan pengujian meliputi pengukuran pajanan radiasi gamma dan melakukan tes usap. Pengukuran pajanan radiasi gamma dilakukan dengan menggunakan survei meter Ludlum model 19, sedangkan tes usap dilakukan dengan menggunakan *KIT* tes usap kemudian sampel di analisis di laboratorium dengan spektrometer gamma menggunakan detektor HPGe. Dosis ekivalen dihitung berdasarkan hasil pengukuran pajanan radiasi gamma dan diperoleh nilai berkisar dari $(1,42 \pm 0,06) \mu\text{Sv/th}$ s/d $(17,72 \pm 0,77) \mu\text{Sv/th}$. Hasil pengukuran konsentrasi radionuklida ^{137}Cs dalam sampel tes usap menunjukkan tidak terjadi kebocoran.

Kata kunci : sumber radioaktif, kebocoran, dosis ekivalen.

ABSTRACT

THE LEAKAGE TEST OF CLOSED RADIOACTIVE SOURCE CONTAINERS AT *OLEFIN* FABRIC IN CILEGON. The leakage test of shield radioactive source containers at *olefin* fabric in Cilegon has been conducted. The test covered the measurement of gamma exposure rate and wipe test. Gamma exposure rate were measured by using survey meter Ludlum model 19, while the wipe test was done by using wipe test kit and the samples of wipe test were analyzed in laboratory using gamma spectrometer completed with HPGe detector. Equivalent doses that were calculated based on the result of measurement on gamma exposure rate were $(1.42 \pm 0.06) \mu\text{Sv/y}$ to $(17.72 \pm 0.77) \mu\text{Sv/y}$. The result of ^{137}Cs concentration measurement in wipe test samples was indicating that radioactive source containers were not leakage.

Key words : radioactive source, leakage, equivalent doses.

PENDAHULUAN

Kemajuan teknologi dalam penggunaan zat radioaktif telah dimanfaatkan oleh beberapa perusahaan untuk sistem kontrol. Pabrik pembuatan biji plastik (elefin) di Cilegon memanfaatkan sumber radioaktif ^{137}Cs sebagai bagian dari sistem kontrol dalam proses pembuatannya. Sistem kontrol tersebut digunakan untuk kendali pada proses pencampuran bahan baku dengan katalis pada reaktor dan kendali volume pada tangki penyimpanan bahan baku dan tangki pengumpan.

Untuk menjamin keselamatan terhadap penggunaan bahan radioaktif, maka Bapeten mensyaratkan adanya pengujian kebocoran secara berkala[1]. Pengujian kebocoran dilakukan dengan cara melakukan pengukuran pajanan radiasi gamma secara langsung dan melakukan tes usap. Pengukuran pajanan radiasi gamma dilakukan dengan menggunakan surveimeter sedangkan tes usap dilakukan dengan mengusap bagian luar dari bungkusan zat radioaktif dan hasil tes usap dianalisis di laboratorium dengan spektrometer gamma menggunakan detektor Germanium kemurnian tinggi (HPGe).

Bidang Keselamatan dan Kesehatan pada Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi (PTKMR) - Batan mempunyai tugas melakukan kegiatan pengawasan keselamatan lingkungan di tingkat nasional dan pemantauan tingkat kontaminasi radionuklida. Makalah ini menguraikan pengukuran pajanan radiasi gamma serta perhitungan dosis ekivalen untuk pekerja radiasi dan pengujian kebocoran terhadap bungkusan zat radioaktif di pabrik pembuatan biji plastik di Cilegon.

Hasil pengukuran yang diperoleh dapat digunakan untuk pengkajian terhadap kemungkinan bahaya radiasi yang diterima pekerja di pabrik sehingga dapat dilakukan antisipasi sejak dini dan sebagai persyaratan dalam perijinan pemanfaatan zat radioaktif.

TATA KERJA

Alat dan bahan

Pengukuran pajanan radiasi gamma menggunakan surveimeter Ludlum model 19, sedangkan untuk tes usap dilakukan pengambilan sampel menggunakan *wipe test kit* dan hasil tes usap dianalisis di laboratorium dan diukur dengan spektrometer gamma menggunakan detektor HPGe.

Pengukuran pajanan radiasi gamma

Pengukuran pajanan radiasi gamma dilakukan menggunakan survei meter micro R-meter model 19 buatan Ludlum-USA. Survei meter ini mempunyai rentang atau skala bacaan dalam satuan *microRontgen* per jam ($\mu\text{R/h}$) dan dikalibrasi di Laboratorium Metrologi Radiasi PTKMR Batan dengan faktor kalibrasi; $F_k = 1,01 \pm 4,3\%$. Pengukuran pajanan radiasi gamma dilakukan secara langsung pada beberapa tempat yang mewakili daerah pengukuran. Nilai pengukuran yang sebenarnya dihitung menggunakan persamaan umum sebagai berikut [2,3]:

$$X_0 = (X_i \cdot F_k) \pm \Delta X_0 \quad (\mu\text{R/h}) \dots\dots\dots (1)$$

dengan :

- X_0 : pajanan radiasi gamma sebenarnya ($\mu\text{R/j}$)
- X_i : pajanan radiasi gamma yang terbaca di alat ($\mu\text{R/h}$)
- F_k : faktor kalibrasi survei meter ($F_k = 1,01$)
- ΔX_0 : ketidakpastian pengukuran pajanan radiasi gamma (%)

Sedangkan ketidak pastiannya dihitung menggunakan persamaan sebagai berikut :

$$\Delta X_0 = \sqrt{\sigma_{X_i}^2 + \sigma_{F_k}^2} \quad (\mu\text{R/h}) \dots\dots\dots (2)$$

dengan :

- ΔX_0 : ketidakpastian pengukuran pajanan radiasi gamma (%)
- σ_{X_i} : ketidakpastian pengukuran dengan survei meter (%)
- σ_{F_k} : ketidakpastian dari kalibrasi alat (%)

Dari hasil pengukuran pajanan radiasi gamma, maka ditentukan besarnya laju dosis serap ke seluruh tubuh manusia menggunakan persamaan sebagai berikut [4] :

$$D_0 = X_0 \cdot f \quad (\text{Gy/h}) \dots\dots\dots (3)$$

dengan :

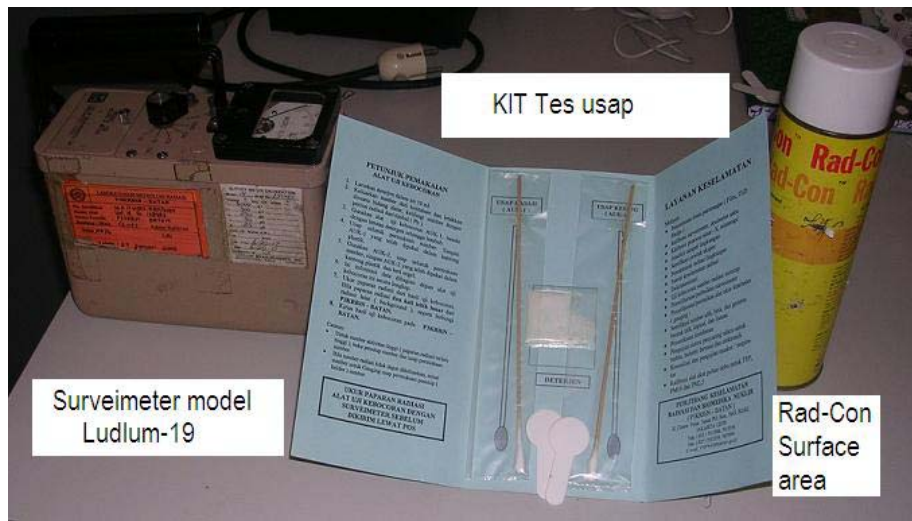
- D_0 : laju dosis serap (mGy/h)
- X_0 : laju pajanan radiasi gamma sebenarnya (mR/h)
- f : faktor konversi dari pajanan ke dosis serap ($0,877 \text{ R/Gy}$)

Setelah laju dosis serap diketahui maka besarnya nilai dosis ekivalen tahunan yang diterima pekerja dapat dihitung menggunakan persamaan sebagai berikut [4] :

$$H_T = D_0 \cdot W_r \cdot N \cdot T \quad (\mu\text{Sv}) \dots\dots\dots (4)$$

dengan :

- H_T : dosis ekivalen tahunan total seluruh tubuh (μSv)
- D_0 : laju dosis serap (mGy/h)
- W_r : faktor kualitas radiasi (untuk radiasi gamma $W_r=1$)
- N : faktor modifikasi ($N=1$)
- T : jumlah jam kerja untuk pekerja dalam satu tahun ($T=2000$ jam)



Gambar 1. Surveimeter model-19 micro-R-meter buatan Ludlum-USA, KIT tes usap dan Rad-Con untuk dekontamniasi permukaan.

Tabel 1. Sumber radioaktif yang dimanfaatkan oleh pabrik *olefin* di Cilegon.

Kode sumber	Lokasi penempatan sumber	Nuklida	Aktivitas (mCi)
Source-1	Tangki bahan baku	¹³⁷ Cs	250
Source-2	Tangki bahan baku	¹³⁷ Cs	250
Source-3	Tangki bahan baku	¹³⁷ Cs	300
Source-4	Tangki bahan baku	¹³⁷ Cs	250
Source-5	Tangki bahan baku	¹³⁷ Cs	300
Source-6	Reaktor	¹³⁷ Cs	2000
Source-7	Reaktor	¹³⁷ Cs	300

Source-8	Tangki pengumpan katalis	¹³⁷ Cs	50
Source-9	Tangki pengumpan katalis	¹³⁷ Cs	50
Source-10	Tangki pencampur	¹³⁷ Cs	500
Source-11	Tangki pencampur	¹³⁷ Cs	500

Pengujian kebocoran bungkusan sumber radioaktif tertutup

Pengujian kebocoran dilakukan dengan melakukan tes usap pada permukaan bungkusan yang diperkirakan potensial terjadi kebocoran kemudian hasil tes usap dibawa ke laboratorium selanjutnya diukur konsentrasi ¹³⁷Cs dengan spektrometer gamma menggunakan detektor HPGe.

Konsentrasi ¹³⁷Cs dianalisis pada puncak spektrum energi 661,66 keV dengan kelimpahan sebesar 85%. Untuk menghitung konsentrasi radionuklida yang terkandung dalam sampel digunakan persamaan sebagai berikut [5] :

$$A_{Sp} = \frac{(N_{Sp} / t_{Sp} - N_{BG} / t_{BG}) \pm \sigma}{\epsilon_{\gamma} \cdot p_{\gamma}} \dots\dots\dots (5)$$

dengan :

- A_{Sp} : konsentrasi radionuklida (Bq)
- ε_γ : efisiensi pada energi 661,66 keV (%)
- N_{Sp} : cacah sampel (cacah)
- N_{BG} : cacah latar (cacah)
- t_{Sp} : waktu cacah sampel (detik)
- t_{BG} : waktu cacah latar (detik)
- σ : simpangan baku (Bq)
- p_γ : *yield* dari ¹³⁷Cs pada energi 661,66 keV (85%)

sedangkan ketidak pastian pengukuran dihitung menggunakan persamaan berikut :

$$\sigma = \sqrt{\frac{N_{SP}}{t_{Sp}^2} + \frac{N_{BG}}{t_{BG}^2}} \dots\dots\dots (6)$$

dengan :

- σ : simpangan baku (Bq)
- N_{Sp} : cacah sampel (cacah)

- N_{BG} : cacah latar (cacah)
- t_{Sp} : waktu cacah sampel (detik)
- t_{BG} : waktu cacah latar (detik)

Dalam melakukan pengusapan, tidak semua zat radioaktif yang menempel pada bungkusan zat radioaktif terangkut pada media pengusap. Untuk itu perlu diperhitungkan faktor pindah dari tes usap. Faktor pindah tes usap berbeda-beda tergantung jenis radionuklidanya, faktor pindah tes usap untuk ^{137}Cs sebesar $(59 \pm 5)\%$ (Tabel 2), sehingga untuk menghitung besarnya kontaminasi pada permukaan bungkusan zat radioaktif digunakan persamaan :

$$A_{Cs-137} = A_{Sp} \cdot F_p \dots\dots\dots (7)$$

dengan :

- A_{Cs-137} : aktivitas ^{137}Cs pada permukaan bungkusan zat radioaktif (Bq)
- A_{Sp} : konsentrasi ^{137}Cs dalam sampel tes usap (Bq)
- F_p : faktor pindah (%)

Tabel 2. Faktor pindah tes usap wadah sumber radioaktif tertutup untuk beberapa jenis radionuklida [6].

No.	Radionuklida	Faktor pindah (%)
1.	^{137}Cs	59 ± 5
2.	^{60}Co	70 ± 10
3.	^{226}Ra	24 ± 11

Nilai batas terendah deteksi untuk sistem spektrometer gamma dengan tingkat kepercayaan 68% ditentukan menggunakan persamaan sebagai berikut [5] :

$$LLD_{68\%} = 2,33 \cdot \frac{\sqrt{N_{BG}}}{\epsilon_{\gamma} \cdot P_{\gamma}} \dots\dots\dots (8)$$

dengan :

- $LLD_{68\%}$: batas deteksi terendah (Bq)
- ϵ_{γ} : efisiensi pada energi 661.66 keV (%)

- N_{BG} : cacah latar (cacah)
 t_{BG} : waktu cacah latar (detik)
 p_{γ} : *yield* dari ^{137}Cs pada energi 661,66 keV (85%)



Gambar 2. Sistem spektrometer gamma yang dilengkapi dengan detektor HPGe

HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil pengukuran pajanan radiasi gamma di pabrik *olefin* di Cilegon disajikan pada Tabel 3, dengan menggunakan persamaan 1, 2, 3 dan 4 dapat ditentukan dosis ekuivalen tahunan untuk pekerja radiasi. Pada pengukuran pajanan radiasi gamma yang telah dilakukan terhadap sumber zat radioaktif yang dimanfaatkan pabrik *olefin* di Cilegon pada jarak 1 meter dengan asumsi jam kerja selama satu tahun adalah 2000 jam diperoleh nilai dosis ekuivalen terendah di lokasi reaktor dengan nilai sebesar $(1,42 \pm 0,06)$ mSv/tahun, sedangkan tertinggi di lokasi tangki bahan baku dan tangki pencampur dengan nilai sebesar $(17,72 \pm 0,77)$ μSv /tahun.

Nilai Batas Dosis (NBD) pajanan radiasi gamma yang diijinkan oleh Bapeten adalah 50 mSv/tahun untuk pekerja radiasi, sedangkan untuk masyarakat umum adalah sebesar 5 mSv/tahun[1]. Nilai dosis yang diterima oleh pekerja radiasi tertinggi adalah $(17,72 \pm 0,77)$

$\mu\text{Sv}/\text{tahun}$, nilai tersebut masih berada di bawah nilai batas dosis pekerja radiasi yang direkomendasikan oleh Bapeten.

Pada prakteknya pekerja radiasi hanya berada beberapa saat atau beberapa jam di dekat sumber radiasi ditempatkan pada saat melakukan pemeriksaan, sehingga kemungkinan dosis yang diterima masih di bawah dari hasil perhitungan, ini memperlihatkan bahwa pekerja aman dari bahaya radiasi eksternal.

Tabel 3. Dosis ekivalen jarak 1 m dari bungkusan sumber radioaktif dan pengukuran konsentrasi ^{137}Cs dalam sampel tes usap, Sept. 2004

No.	Lokasi pengukuran	Dosis Ekivalen ($\mu\text{Sv}/\text{tahun}$)	Konsentrasi ^{137}Cs dalam tes usap (Bq)
1.	Tangki bahan baku	$8,86 \pm 0,38$	$\leq 0,42$
2.	Tangki bahan baku	$17,72 \pm 0,77$	$\leq 0,42$
3.	Tangki bahan baku	$17,72 \pm 0,77$	$\leq 0,42$
4.	Tangki bahan baku	$17,72 \pm 0,77$	$\leq 0,42$
5.	Tangki bahan baku	$17,72 \pm 0,77$	$\leq 0,42$
6.	Reaktor	$3,54 \pm 0,15$	$\leq 0,42$
7.	Reaktor	$1,42 \pm 0,06$	$\leq 0,42$
8.	Tangki pengumpan katalis	$3,54 \pm 0,15$	$\leq 0,42$
9.	Tangki pengumpan katalis	$3,54 \pm 0,15$	$\leq 0,42$
10.	Tangki pencampur	$17,72 \pm 0,77$	$\leq 0,42$
11.	Tangki pencampur	$14,17 \pm 0,61$	$\leq 0,42$

Catatan : $\text{LLD}_{68\%}$ untuk pengukuran ^{137}Cs sebesar 0,42 Bq

Dengan menggunakan persamaan 5, 6, 7 dan 8 dihitung konsentrasi radionuklida ^{137}Cs dalam sampel tes usap. Hasil pengujian kebocoran disajikan dalam Tabel 3, diperoleh hasil bahwa konsentrasi ^{137}Cs tidak terdeteksi, sedangkan batas nilai kebocoran suatu zat radioaktif adalah apabila hasil tes usap terdapat kontaminasi minimum sebesar 185 Bq[1], hal ini memperlihatkan bahwa bungkusan sumber radioaktif dalam keadaan aman dan tidak terjadi kebocoran.

Untuk menjamin keselamatan pekerja maupun keamanan sumber radiasi yang digunakan oleh perusahaan, maka pengujian kebocoran ini perlu dilakukan secara berkala.

Sesuai dengan rekomendasi Bapeten, pengujian kebocoran dilakukan minimal sekali dalam setahun. Dengan dilakukannya pemeriksaan ini maka keberadaan dan kondisi fisik zat radioaktif yang dipakai terjamin keamanan dalam penggunaan dan penempatan.

Hasil pengukuran tes usap ini dapat digunakan sebagai salah satu data dukung dalam melakukan pemantauan sumber radiasi yang ada di pabrik *olefin* sesuai dengan PP No.63 tahun 2000 tentang Pemanfaatan Radiasi Pengion yaitu melakukan pemantauan secara berkala dan terus menerus sehingga menjamin keamanan dan keselamatan sumber radiasi yang dimilikinya.

KESIMPULAN

Dari hasil pengukuran pajanan radiasi gamma dan analisis terhadap sampel tes usap di pabrik *olefin* di Cilegon diperoleh hasil sebagai berikut:

1. Nilai dosis ekivalen tahunan di pabrik *olefin* di Cilegon berkisar dari $(1,42 \pm 0,06)$ $\mu\text{Sv}/\text{tahun}$ sampai $(17,72 \pm 0,77)$ $\mu\text{Sv}/\text{tahun}$, sehingga pekerja radiasi aman dari bahaya radiasi eksterna.
2. Hasil pengujian menunjukkan tidak terjadi kebocoran pada bungkusan zat radioaktif.
3. Data hasil pengujian tes usap dapat digunakan sebagai salah satu data dukung dalam melakukan pemantauan sumber radiasi yang ada di pabrik *olefin* sesuai dengan PP No.63 tahun 2000 tentang Pemanfaatan Radiasi Pengion.

UCAPAN TERIMA KASIH

Terima kasih kami sampaikan kepada Bp. Drs. Abdul Wa'id sebagai PPR dari PTKMR Batan yang telah membantu dalam kegiatan ini.

DAFTAR PUSTAKA

1. BAPETEN, Keputusan Kepala BAPETEN No.01/Ka-BAPETEN/V-99 tentang *Ketentuan Keselamatan Kerja Terhadap Radiasi*, Bapeten, Jakarta (1999).

2. Ludlum Measurement Inc. Instruction Manual Ludlum Model 19 Micro R Meter. Sweetwater, Texas, Revised October 1993.
3. ISO 9978:1992(E). Radiation protection - Sealed radioactive sources – Leakage test methods.
4. AKHADI, M., *Dasar-Dasar Proteksi Radiasi*, Rineka Cipta, Cetakan Pertama, Jakarta (2000).
5. BATAN, *Prosedur Analisis Sampel Radioaktivitas Lingkungan*, Badan Tenaga Nuklir Nasional, Jakarta, (1998).
6. SUHARYONO, G., BUNAWAS, INDIYATI, T., KUSDIANA dan SETIAWAN, A., *Penentuan faktor pindah tes usap wadah sumber radiasi tertutup*, Prosiding Presentasi Ilmiah Keselamatan Radiasi dan Lingkungan, Jakarta 21-22 Sep. 1995 P3KRBiN-Batan, Jakarta (1995) 239-244.

Tanya - Jawab :

1. Penanya : Hadirahman (PPR-BATAN)

Pertanyaan :

Pada waktu mengukur paparan anda hanya mengukur sekali sewaktu tes kebocoran bukan secara periodik, kenapa laju dosis yang ekivalen/tahun bukan laju dosis saat tes kebocoran ?

Jawaban : Wahyudi (PTKMR – BATAN)

Pengukuran hanya dilakukan sekali dalam satu tahun/berkala, namun untuk perhitungan dosis ekivalen menggunakan rentang waktu satu tahun.

2. Penanya : Eko Jumpeno (PTKMR-BATAN)

Masukan : NBD = 5 Rem/tahun atau 50000 μ Sv/tahun bukan 5000 μ Sv/tahun.

Jawaban : Wahyudi (PTKMR – BATAN)

NBD untuk pekerja radiasi = 50000 μ Sv/tahun sedangkan untuk anggota masyarakat adalah 5000 μ Sv/tahun.

3. Penanya : Subagyo ES (PPGN-BATAN)

Pertanyaan :

Apa alasan jarak pengukuran 1m dari sumber?

Apa indikasi awal yang didapat seandainya terdapat kebocoran yang sangat kecil dan tersembunyi, bagaimana mengatasinya?

Jawaban : Wahyudi (PTKMR – BATAN)

Dasarnya prosedur pengujian kebocoran sumber radiasi tertutup yang dibuat Lab.KKL PTKMR BATAN.

Indikasi awal terjadi kebocoran adalah terkontaminasinya tes usap, diatasi dengan dilakukan penutupan tempat terjadi kebocoran.

4. Penanya : Muji Wiyono (PTKMR-BATAN)

Pertanyaan :

Dalam kesimpulan No.3 dinyatakan bahwa hasil tes usap digunakan sebagai persyaratan izin pemanfaatan tenaga nuklir, padahal untuk melakukan tes usap itu harus sudah mendapatkan izin pemanfaatan, jadi mana yang benar?

Saran : hasil tes usap bukan digunakan sebagai persyaratan izin pemanfaatn melainkan menerapkan PP No. 63/2000 tentang Pemanfaatn radiasi Pengion yaitu melakukan pemantauan secara berkala dan terus menerus.

Jawaban : Wahyudi (PTKMR – BATAN)

Yang benar uji usap dilakukan setelah ada ijin pemanfaatan zat radioaktif. Terima kasih, saran kami terima

APLIKASI IRRADIASI GAMMA PADA DAYA SIMPAN *BABY CORN* (*ZEA MAYS*) SEGAR

Dewi Sekar Pangerteni
PATIR-BATAN

ABSTRAK

APLIKASI IRRADIASI GAMMA PADA DAYA SIMPAN *BABY CORN* (*ZEA MAYS*) SEGAR. Telah dilakukan percobaan irradiasi pada *baby corn* segar untuk memperpanjang daya simpannya. *Baby corn* dikemas dalam 5 macam pengemas berbeda dan diirradiasi pada iradiator IRPASENA dengan dosis (0,4 ; 0,6 ; 0,8 ;1 ; 2 dan 3) kGy . Selanjutnya disimpan pada suhu kamar, (5 ; 10 dan 15) °C, disimpan hingga 20 hari. *Baby corn* yang dikemas menggunakan styrofoam dan ditutup vitafilm serta disimpan pada suhu 10⁰C tampak kesegarannya lebih terjaga. Dosis irradiasi optimum didapatkan adalah 0,6 kGy – 0,8 kGy. *Baby corn* segar yang dikemas, diirradiasi dan disimpan pada kondisi optimum akan terjaga kesegarannya hingga 15 hari, sedangkan yang tidak diirradiasi hanya 10 hari. Parameter untuk mengetahui perubahan mutu ialah, pH, kadar air, gula total, β karoten, kandungan mikroba total, dan jumlah kapang dan khamir. Nilai pH, kadar dan gula total tidak mengalami perubahan pada *baby corn* irradiasi dan non irradiasi. Kadar gula total dan β karoten pada *baby corn* mengalami penurunan selama penyimpanan. Dosis irradiasi 0,8 kGy dapat menurunkan kandungan mikroba 1 – 2 desimal .

ABSTRACT

APPLICATION OF GAMMA IRRADIATION ON THE SHELF-LIFE OF FRESH *BABY CORN* (*ZEA MAYS*). The fresh *baby corn* has been irradiated in order to extend its shelf-life. *Baby corn* were cleaned, packed in 5 different packaging materials and irradiated by IRPASENA irradiator at the total dose of (0.4; 0.6; 0.8 ;1;2) and 3 kGy respectively. The *baby corn* were stored at room temperature; (5 ,10 and 15)°C, and kept until 20 days. *Baby corn* was packed in Styrofoam and wrapped with vita film. stored at 10⁰C best condition compared to the other treatment. By the appearance of *baby corn* the optimum doses of irradiation were found ie. 0.6 kGy and 0.8 kGy. The irradiated *baby corn* were still fresh after being kept for 15 days mean while, for the unirradiated *baby corn* were still fresh only for 10 days. The other parameters correspond to quality of *baby corn*; pH, the contents of; water, total glucose, β carotene, and total of plate, yeast and mould count. From the results pH, the content of water and β carotene did not show significant different value between the irradiated and unirradiated sample. The decreased of total glucose and β carotene contents during preservation were affected by time storage. The dose irradiation dose of 0.8 kGy could reduce microbial load of *baby corn* by 1 - 2 log cycle.

PENDAHULUAN

Baby corn atau jagung muda untuk sayur merupakan komoditas yang diminati oleh konsumen dalam dan luar negeri. Sayuran ini tergolong jenis sayuran langka dan mempunyai usia panen yang relatif singkat yaitu maksimal 70 hari. Varietas tanaman jagung penghasil *baby corn* antara lain varietas Arjuna, Hibrida C1, *Sweet Corn* CPI dan Pioner, tetapi varietas jagung ini tidak mempengaruhi mutu *baby corn*. Umumnya *baby corn* yang disukai konsumen adalah : berwarna kuning , berukuran kecil, tetapi panjang dan rasanya lebih manis, yang dihasilkan oleh varietas Hibrida C1 , dan *sweet corn* CPI⁽¹⁾.

Baby corn pada umumnya dipasarkan dalam bentuk segar, tetapi untuk keperluan ekspor dipasarkan dalam bentuk segar maupun dikemas dalam kaleng. Negara pengimpor *baby corn* dalam bentuk segar adalah Singapura dan Taiwan. Ekspor *baby corn* dalam bentuk segar memiliki kelemahan antara lain, tidak tahan lama disimpan hingga mutunya cepat menurun.

Ciri penurunan mutu yang terlihat pada *baby corn* segar , tampak mengering dan ditumbuhi kapang. Perubahan tersebut terjadi akibat penguapan, respirasi serta pembusukan mikrobiologis. Agar dapat disimpan lebih lama semua perubahan tersebut harus ditekan. Cara konvensional dilakukan dengan mengatur kondisi penyimpanan terutama suhu dan teknik kemasan. Suhu penyimpanan di pasar – pasar swalayan 5°C dan pada refrigerator 10°C serta kondisi pengemas tepat adalah yang dapat mempertahankan respirasi tetap berlangsung tetapi dengan kecepatan rendah.

Masalah pokok pada penyimpanan *baby corn* adalah timbulnya kapang akibat kontaminasi mikrobiologis pada saat penanganan pasca panen. Kontaminasi awal mikrobiologis yang tinggi akan mempercepat kerusakan oleh mikroba dan kapang. Untuk mengurangi kontaminasi tersebut dapat menambahkan zat kimia tertentu. Akan tetapi penambahan zat kimia dapat menimbulkan masalah residu zat kimia yang tidak diinginkan.

Suatu proses dingin yang tidak meninggalkan residu zat kimia pada makanan dan dapat diterapkan pada *baby corn* untuk memperpanjang daya simpannya dapat menggunakan irradiasi. Penelitian terdahulu⁽²⁾ telah membuktikan bahwa irradiasi dengan dosis 1 kGy dapat menurunkan kandungan mikroba pada jamur merang segar hingga 3 desimal.

Dalam penelitian ini akan ditentukan dosis irradiasi dan kondisi penyimpanan yang tepat untuk memperpanjang daya simpan *baby corn*.

TATA KERJA DAN PERCOBAAN

Bahan

Baby corn yang digunakan untuk penelitian ini, berkulit di bagian pangkal sepanjang 2 cm dan didapatkan di daerah ciawi , Bogor. Bahan pengemas yang digunakan antara lain :

1. Kantong plastik Polietilen
2. Kantong plastik polietilen berlubang
3. Kantong plastik polietilen berlubang + styrofoam
4. Vita film
5. Styrofoam yang ditutupi vitafilm

Peralatan.

Irradiasi dilakukan pada irradiator *IRPASENA* di BATAN Pasar Jumat, Jakarta, dengan laju laju dosis irradiasi sekitar 5 kGy/ jam. Untuk kadar air menggunakan oven merk Memmert. Pengukuran kadar gula dan β karotene menggunakan spektrofotometer buatan merk Perkin Elmer. Nilai pH diukur menggunakan pH meter merk Karl Klob.

Cara Kerja

Percobaan dilakukan dalam 2 tahap. Tahap pertama merupakan pengamatan subyektif dan dari hasil tersebut akan didapatkan kondisi optimum suhu penyimpanan, dosis irradiasi dan kemasan yang tepat untuk menyimpan *baby corn* segar. Pada tahap pertama irradiasi dilakukan dalam 2 macam kelompok yaitu :

1. Dosis irradiasi (1; 2 dan 3) kGy
2. Dosis irradiasi (0,2 ; 0,4 ; 0,6 ; 0,8 dan 1,0) kGy

Sebagai pembanding, digunakan *baby corn* yang dikemas dan disimpan pada suhu yang sama, tetapi tidak diirradiasi. Perubahan mutunya diamati secara visual meliputi penampakan, warna dan kesegarannya selama penyimpanan.

Setelah didapatkan kondisi tersebut dilakukan analisa terhadap baby corn segar untuk mengetahui mutu secara kuantitatif yang meliputi kadar air, pH , kadar gula total, β karotene dan kandungan total mikroba, kapang dan khamir. Pada tahap kedua ini *baby corn* masing – masing seberat 300 g dan dikemas dengan styrofoam yang ditutupi vita film disimpan pada suhu 10°C , serta diamati setiap 5 hari hingga penyimpanan 20 hari.

Analisis fisika – kimia.

Analisis fisika - kimia untuk menentukan perubahan terjadi selama penyimpanan adalah nilai pH, kadar air, gula total, β karotene, jumlah total bakteri, kapang dan khamir.

Analisis kadar air.

Penetapan kadar air digunakan metode oven. Penggunaan metoda oven ini untuk produk yang tidak mudah menguap dan tidak terdekomposisi oleh pemanasan 100°C. Contoh *baby corn* yang telah dihaluskan , diambil sebanyak 2 g , lalu ditimbang (A) dan kemudian dipanaskan 105°C. Setelah itu ditimbang hingga bobotnya tetap (B).

$$\text{Kadar air} = \frac{A - B}{A} \times 100 \%$$

Pengukuran nilai pH.

Contoh *baby corn* yang telah dihaluskan ditimbang sebanyak 10 g ke dalam gelas piala, lalu ditambahkan air suling sebanyak 100 ml , kemudian diukur pHnya menggunakan alat pH – meter yang telah distandarisasi menggunakan buffer pH 7.

Analisis kadar gula total.

Penentuan kadar gula total ini meliputi gula pereduksi dan non reduksi menggunakan metoda anthrone. Contoh *baby corn* yang telah dihaluskan diambil sebanyak 1 g diekstraksi dengan menambahkan asam perchlorat. Substrat tersebut direaksikan dengan anthrone lalu diukur absorpsinya menggunakan spektrofotometer pada panjang gelombang 630 nm. Hasil

absorpsi dibandingkan dengan standar dan akan didapatkan kandungan gula total (mg pergram contoh).

Analisis β karoten.

Analisis β karoten ditentukan berdasarkan pemisahan pigmen – pigmen karoten dengan pigmen lainnya. Contoh *baby corn* yang telah dihaluskan ditimbang sebanyak 3 g lalu diekstraksi menggunakan acetone. Pigmen karoten dipisahkan dari pigmen karoten lainnya menggunakan magnesium oksida, kemudian diukur absorpsinya pada panjang gelombang 436 nm. Absorpsi contoh dibandingkan dengan absorpsi dari kurva standar , hingga dapat diketahui kandungan mg β karoten dalam setiap gram contoh.

Analisis kandungan total mikroba.

Metoda tuang digunakan untuk analisis kandungan total mikroba. Contoh *baby corn* yang telah dihaluskan diambil sebanyak 10 g dan dimasukkan dalam pepton sebanyak 100 ml. Dilakukan pengenceran dengan menggunakan pepton sesuai dengan kebutuhan. Kemudian pipet hasil pengenceran pada media tryptic soya agar dan diinkubasi pada suhu 30°C selama 2 hari, lalu dihitung jumlah mikroba.

Analisis kandungan total kapang dan khamir.

Metoda analisis kandungan total kapang dan khamir sama dengan analisis kandungan total mikroba. Contoh *baby corn* yang telah dihaluskan diambil sebanyak 10 g dan dimasukkan dalam pepton sebanyak 100 ml. Dilakukan pengenceran dengan menggunakan pepton sesuai dengan kebutuhan. Kemudian pipet hasil pengenceran pada media soubourod dextrose agar dan diinkubasi pada suhu 25°C selama 1 minggu, lalu dihitung jumlah kapang dan khamir.

HASIL DAN PEMBAHASAN

Baby corn yang telah dipetik akan melakukan proses respirasi yang berlanjut, dan diikuti terjadinya perubahan kimiawi kandungannya⁽³⁾. Proses respirasi akan menghasilkan air, karbon dioksida yang diikuti dengan timbulnya panas. Proses tersebut akan tampak pada *baby corn* yang dikemas dengan kantong PE, kantong PE berlubang dan styorofoam yang

dilapisi kantong dan terjadinya pembentukan uap air yang mengembun dalam kemasan. Terjadinya uap air yang mengembun akan menimbulkan kerusakan biologis yang disebabkan tumbuhnya kapang pada *baby corn*. Pada kemasan menggunakan vita film, pengembunan tidak terjadi, karena uap air hasil respirasi dapat keluar perlahan-lahan melalui permukaannya⁽⁴⁾. Dengan adanya styrofoam yang berfungsi sebagai wadah penahan terhadap benturan, akan membantu melindungi *baby corn* terhadap kerusakan fisiknya.

Kecepatan respirasi yang meningkat akan mempercepat kerusakan pada *baby corn*. Dengan menurunkan suhu dapat mengurangi panas yang dihasilkan sehingga kecepatan respirasi menurun dan kesegaran sampel dapat dipertahankan⁽³⁾. Berdasarkan fenomena tersebut, *baby corn* yang disimpan pada suhu kamar hanya dapat bertahan 4 hari dan temperatur 15°C bertahan 4 hari., sedangkan penyimpanan temperatur 10°C. bertahan sampai 15 hari. Penyimpanan pada suhu 5°C akan menyebabkan terjadinya denaturasi dingin yang lazim disebut *chilling injury*⁽⁶⁾.

Pada tahap awal dilakukan irradiasi dengan dosis (1, 2 dan 3) kGy, dengan penyimpanan suhu kamar, hasil pengamatan visual tampak *baby corn* lebih cepat kehilangan kesegarannya. Hal ini dimungkinkan dengan terjadinya perubahan kimia pada komposisi di dalam *baby corn*.

Tahap kedua dilakukan percobaan dengan dosis dibawah 1 kGy yaitu (0,4; 0,6; 0,8 dan 1) kGy. Hasil dari pengamatan visual menunjukkan dosis irradiasi 0,4 kGy dan kontrol lebih cepat tumbuhnya kapang pada permukaan sample disebabkan kontaminasi awal pada pasca panen. Dosis irradiasi optimum sekitar 0,6 kGy dan 0,8 kGy, dimana kesegaran, warna, penampilan amat baik dan tidak ditumbuhi kapang hingga penyimpanan 15 hari.

Dari hasil pengamatan secara visual penentuan bahan pengemas, suhu dan dosis irradiasi maka penelitian dilanjutkan dengan melakukan pengamatan objektif dengan beberapa parameter. Parameter yang dipergunakan dalam percobaan ini meliputi nilai pH, kadar air, gula, β karotene, jumlah mikroba, kapang dan khamir. Hasil analisa dapat dilihat pada tabel 1 – 6.

Dari hasil pengukuran statistik didapatkan kadar air *baby corn* yang dikemas menggunakan styorofoam ditutupi vita film dan disimpan pada suhu 10°C mengalami perubahan selama penyimpanan. Perubahan ini terjadi karena proses respirasi masih tetap

berjalan yang akan menghasilkan karbon dioksida, air dan panas. Irradiasi tidak menimbulkan perubahan kadar air dalam *baby corn*.

Seperti halnya pada analisa kadar air, perubahan nilai pH tidak tampak terlihat pada sampel yang irradiasi tetapi mengalami perubahan selama penyimpanan, hal ini sesuai dengan pengukuran statistik. Sayuran walaupun sudah dipetik masih tetap mengalami proses biologis. Komoditi dalam keadaan ini masih terus melakukan proses respirasi yang diikuti terjadinya perubahan kimiawi yang dikandungnya.

Penggunaan irradiasi dosis rendah pada *baby corn* tidak mengakibatkan perubahan yang berarti pada kandungan β karotenya. Didalam penyimpanan kandungan β karotene menurun, diakibatkan oleh perubahan fisiologisnya. Analisis β karotene dilakukan karena karotene merupakan sumber utama vitamin A yang banyak terdapat pada bahan nabati. Sayuran yang biasanya berwarna kuning dan hijau biasanya mengandung karotene. *Baby corn* merupakan salah satu sayuran sumber penghasil karotene. Menurut Maha ^(5,9) bahwa tamin A, B1, C dan E peka terhadap radiasi, tetapi penggunaan dosis irradiasi rendah tidak mengakibatkan kerusakan pada karotene yang terdapat pada *baby corn*.

Dari hasil pengukuran statistik diketahui bahwa irradiasi, penyimpanan dan interaksi keduanya terjadi perubahan yang signifikan. Penurunan gula total setelah irradiasi menunjukkan bahwa gula didalam sampel mengalami degradasi. Penyimpanan pun akan menyebabkan penurunan gula total yang diakibatkan oleh proses fisiologis nya.

Kandungan mikroba pada *baby corn* yang diirradiasi dengan dosis 0,8 kGy dapat menurunkan hingga 2 desimal dibandingkan kontrol. Dengan penurunan kandungan mikroba ini maka proses pembusukan mikrobiologis dapat diperlambat. Irradiasi dapat memperpanjang daya simpan sample hingga 15 hari dibandingkan dengan sampel yang tidak diirradiasi ⁽²⁾.

Irradiasi dosis 0,8 kGy hanya menurunkan jumlah kandungan kapang dan khamir sebesar 1 desimal. Tetapi penurunan jumlah mikroba dan kapang khamir ini akan memperlambat pembusukan secara mikrobiologis dari *baby corn*.

Hasil pengamatan visual , menunjukkan pada penyimpanan 15 hari baby corn yang diirradiasi dengan dosis 0,6 dan 0,8 kGy pangkalnya tidak kecoklatan seperti pada kontrol. Begitu pula dengan kesegarannya , *baby corn* irradiasi dengan dosis 0,6 kGy dan 0,8 kGy lebih baik dibandingkan kontrol.

KESIMPULAN

Dari hasil penelitian ini dapat disimpulkan bahwa irradiasi dosis 0,8 kGy dengan pengemasan styrofoam yang ditutupi vita film dan suhu penyimpanan 10°C dapat memperpanjang daya simpan *baby corn* segar hingga 15 hari dibandingkan dengan kontrol yang hanya dapat disimpan selama 10 hari. Irradiasi tidak mengakibatkan perubahan nyata terhadap nilai pH, kadar air dan β karotene. Tetapi irradiasi mengakibatkan terjadinya degradasi pada gula total. Penurunan nilai pH, kadar air, β karotene terjadi akibat perubahan fisiologis selama penyimpanan. Kandungan mikroba total menurun hingga 2 desimal pada saat irradiasi, membantu menurunkan kecepatan pembusukan akibat dari mikrobiologis, begitu halnya dengan penurunan kandungan kapang dan khamir.

Tabel 1. Pengaruh irradiasi dan penyimpanan suhu 10°C pada kadar air (%) *baby corn* segar.

Masa Simpan (hari)	Kadar air (%)				
	D=0kGy	D=0,4kGy	D=0,6kGy	D=0,8kGy	D=1kGy
0	90,48	90,1	90,52	90,23	90,81
5	90,31	91,04	90,52	90,92	91,0
10	90,82	91,15	90,91	90,91	90,48
15	90,77	90,89	90,59	91,91	90,67
20	91,39	91,63	91,56	91,66	91,33

Hasil rata – rata dari 2 ulangan percobaan

F. Ratio : Penyimpanan 10,5396*, Dosis 1,4189, Interaksi 1,5055 ($p < 0,05$)

Tabel 2. Pengaruh irradiasi dan penyimpanan suhu 10°C pada nilai pH *baby corn* segar

Masa simpan (hari)	Nilai pH				
	D=0kGy	D=0,4kGy	D=0,6kGy	D=0,8kGy	D=1kGy
0	5,72	5,91	6,01	5,92	5,92
5	5,90	5,93	5,90	5,88	6,07
10	6,01	6,14	5,94	6,00	6,03
15	5,94	6,02	5,92	5,97	6,00
20	6,00	6,00	5,97	6,04	5,91

Hasil rata – rata dari 2 ulangan percobaan

F. Ratio : Penyimpanan 4,34*, Dosis 2,08, Interaksi 0,19 (p< 0,05)

Tabel 3. Pengaruh irradiasi dan penyimpanan suhu 10°C pada β karoten (mgr / gr) *baby corn* segar.

Masa simpan (hari)	Kadar β karoten (mgr / gr)				
	D=0kGy	D=0,4kGy	D=0,6kGy	D=0,8kGy	D=1kGy
0	0,0674	0,0673	0,0617	0,0606	0,0604
5	0,0577	0,0534	0,0530	0,0532	0,0532
10	0,0532	0,0497	0,0528	0,0561	0,0532
15	0,0564	0,0515	0,0440	0,0533	0,0539
20	0,0446	0,0435	0,0419	0,0433	0,0470

Hasil rata – rata dari 2 ulangan percobaan

F. Ratio : Penyimpanan 17,82*, Dosis 1,25, Interaksi 0,57 (p< 0,05)

Tabel 4. Pengaruh irradiasi dan penyimpanan suhu 10°C pada kadar gula total (mgr/g) *baby corn* segar.

Masa simpan (hari)	Kadar gula total (mg/g)				
	D=0kGy	D=0,4kGy	D=0,6kGy	D=0,8kGy	D=1kGy
0	63,2142	59,6770	53,7060	66,0640	62,0837
5	43,5405	42,9672	39,6145	39,7458	31,0509
10	32,0878	29,9484	30,5527	30,7759	31,2756
15	31,1427	27,6557	29,8622	24,9482	21,1125
20	15,9678	14,6710	13,1004	12,1024	13,7316

Hasil rata – rata dari 2 ulangan percobaan

F. Ratio : Penyimpanan 479,37*, Dosis 6,22*, Interaksi 3,61* (p< 0,05)

Tabel 5. Pengaruh irradiasi dan penyimpanan suhu 10°C pada jumlah mikroba *baby corn* segar.

Masa simpan (hari)	Jumlah Mikroba				
	D=0kGy	D=0,4kGy	D=0,6kGy	D=0,8kGy	D=1kGy
0	16,53.10 ⁶	38,50.10 ⁵	12,20.10 ⁵	16,83.10 ⁴	17,25.10 ⁴
5	67,50.10 ⁵	29,50.10 ⁴	36,50.10 ⁴	72,00.10 ³	39,50.10 ⁴
10	29,50.10 ⁵	54,50.10 ⁴	49,75.10 ⁴	42,75.10 ⁴	30,50.10 ⁴
15	16,48.10 ⁵	14,63.10 ⁴	78,25.10 ⁴	56,75.10 ⁴	11,90.10 ⁴
20	59,59.10 ⁴	62,30.10 ⁵	63,25.10 ⁴	82,00.10 ⁴	13,68.10 ⁴

Hasil rata – rata dari 2 ulangan percobaan

Tabel 6. Pengaruh irradiasi dan penyimpanan suhu 10°C pada jumlah kapang dan khamir *baby corn* segar.

Masa simpan (hari)	Jumlah kapang dan khamir				
	D=0kGy	D=0,4kGy	D=0,6kGy	D=0,8kGy	D=1kGy
0	11,34.10 ⁴	31,14.10 ³	17,78.10 ³	12,65.10 ³	14,75.10 ³
5	52,50.10 ³	17,50.10 ³	12,50.10 ³	22,50.10 ³	27,75.10 ³
10	56,75.10 ³	39,00.10 ³	62,58.10 ³	39,65.10 ³	42,10.10 ³
15	72,50.10 ³	55,00.10 ³	49,25.10 ³	62,75.10 ³	35,75.10 ³
20	16,68.10 ⁴	63,25.10 ³	49,75.10 ³	33,25.10 ³	31,73.10 ³

Hasil rata – rata dari 2 ulangan percobaan

UCAPAN TERIMA KASIH

Penulis menyampaikan terima kasih kepada almarhumah ibu Munsiah Maha yang telah membimbing dalam penelitian ini.

DAFTAR PUSTAKA

1. PRIHMANTORO, H., Menanam baby corn juga menguntungkan, Info Agribisnis, Sisipan Trubus, 247 (1990) 13.b
2. MAHA, M. , PANGERTENI, D.S., Penggunaan Irradiasi Untuk Memperpanjang Daya Simpan Jamur Merang (*Volvariella Volvacea*) Segar, Proses Radiasi, Risalah Seminar Pertemuan Teknis Ilmiah Proses Radiasi Dalam Industri, Sterilisasi dan Teknik Nuklir Dan Hidrologi, Jakarta (1988)
3. SUDIBYO, M., dan ROSMANI, A.B., Respirasi, Fungsi dan Peranannya Pada Penanganan Buah – Buah dan Sayuran Segar, Majalah Ilmiah Populer No 1, Lembaga Penelitian Holtikultura Pasar Minggu, (1980)

4. SUTAKARIA, H., Peran Pengemas Dalam Memperpanjang Masa Simpan, Seminar Peranan Pengemas Daam Penggunaan Teknologi Radiasi Untuk Menunjang Ekspor Non Migas, Batan (1989)
5. HERMANA, Irradiasi Pangan (Terjemahan), ITB, (1991)
6. WINARNO, F.G., Kimia Pangan Dan Gizi, PT. Gramedia, Jakarta (1984).
7. ANONYMOOS, Wholesomeness of Irradiated Food (Technical Report Series, WHO, Geneva (1981)
8. STEEL, R.G.D., and TORRE, J.H., Principles and Procedures Of Statististics A. Biomaterial Approach, McGraw Hill Kogakusha, Ltd (1980)
9. MAHA, M., Keamanan Bahan Pangan Yang Diawetkan Dengan Irradiasi, Ba tan (1988)

Tanya - Jawab :

1. Penanya : Maskur (PPR-BATAN)

Pertanyaan :

Apakah irradiasi gamma terhadap *baby corn* dijamin aman 100% bagi kesehatan konsumen, atau ada persyaratan tertentu agar aman untuk dikonsumsi ?

Jawaban : Dewi Sekar (PATIR – BATAN)

Makanan irradiasi telah dibuktikan keamanannya secara toksikologi, segi gizi dan mikrobiologinya tidak menimbulkan masalah karena perubahannya hampir sama saja. Perubahan yang mungkin terjadi hampir sama saja dengan perubahan yang timbul oleh proses lainnya yang sudah dikenal sebelumnya. Di Indonesia , izin penggunaan irradiasi untuk pengawetan makanan dikeluarkan sejak desember 1987 oleh Peraturan Menteri Kesehatan

2. Penanya : Joko Sumanto (PRPN-BATAN)

Apakah nilai ekonominya sama atau ada peningkatan dibanding dengan *baby corn* non irradiasi dimana perbandingan lama penyimpanan 15 hari dibandingkan 10 hari ?

Ket :

Jika tahan sampai diatas 1 bulan maka dapat diekspor dalam jumlah banyak, sehingga ekonomis.

Jawaban : Dewi Sekar (PATIR – BATAN)

Untuk mengetahui nilai ekonomisnya diperlukan penelitian lebih lanjut, karena untuk ekspor diperlukan misalnya kemasan yang berbeda dan masalah lainnya.

3. Penanya : Subagyo ES (PPGN-BATAN)

Pertanyaan :

Perbedaan diirradiasi dan tidak, beda waktu disimpan tidak lama hanya 5 hari, sehingga tidak efektif dan ekonomis.

Bagaimana seorang pedagang tanpa metode tersebut bisa tahan lama *baby corn*nya, karena dengan irradiasi akan menambah cost, sedang daya tahan tidak berbeda jauh. Apa lagi bicara diekspor yang memerlukan waktu pengiriman kadang tidak tertentu, bisakah waktu simpan lebih lama dan penurunan β karoten dan gula bisa lebih dikendalikan ?

Jawaban : Dewi Sekar (PATIR – BATAN)

Memang perbedaan hanya 5 hari, tetapi sebenarnya menurut persentase, irradiasi dapat meningkatkan waktu penyimpanan hingga 50%, saya rasa hal ini cukup berarti.

Seorang pedagang dapat mempertahankan daya simpan lebih lama adalah dengan cara mengatur suhu penyimpanan dan jenis pengemasan yang dipergunakannya untuk menekan proses respirasi yang berlanjut.

Untuk mengendalikan penurunan β karotene dan kadar gula total dimungkin dengan cara blansir dan irradiasi dilakukan pada temperatur tertentu.

4. Penanya : Noviarthy (PTBN-BATAN)

Pertanyaan :

Dari uraian diatas saya melihat bahwa penurunan β karotene dan kadar gula jika kita menyimpan terlalu lama. Disini artinya memperpanjang umur penyimpanan dengan melalui irradiasi percuma dilakukan karena akan menurunkan mutu dari *baby corn* tersebut.

Jawaban : Dewi Sekar (PATIR – BATAN)

Memang terjadi penurunan sebesar kurang lebih 16% nilai β karotene dan 50% kadar gula total pada penyimpanan 15 hari dibandingkan kontrol pada penyimpanan 0 hari. Nilai penurunan 16% pada β karotene, saya rasa masih dapat diterima, sedangkan pada kadar gula total yang mencapai 50% memang harus dilakukan penelitian lebih lanjut untuk mengurangi laju penurunannya.

5. Penanya : Nuniek L (PATIR-BATAN)

Pertanyaan :

Mengapa ada penurunan kadar gula total dan β karotene selama penyimpanan?

Jawaban : Dewi Sekar (PATIR – BATAN)

Penurunan kadar gula dan β karotene selama penyimpan akibat proses respirasi yang masih berjalan sehingga terjadi perubahan fisiologis didalam *baby corn* yang mengakibatkan terjadi penurunan tersebut.

6. Penanya : Laksmi A. (PRR-BATAN)

Pertanyaan :

Dari setiap hasil parameter pengukuran yang teroptimum, apakah pernah diadakan pengamatan ulang, berdasarkan hasil seluruh pengamatan pengukuran yang teroptimum tersebut.

Jawaban : Dewi Sekar (PATIR – BATAN)

Parameter pengukuran optimum dilakukan 2 kali ulangan.

PENGUKURAN PAJANAN RADIASI GAMMA PADA BEBERAPA LOKASI DI PULAU BANGKA

Tur Rahardjo, Asep Warsona dan Wahyudi
PTKMR - BATAN

ABSTRAK

PENGUKURAN PAJANAN RADIASI GAMMA PADA BEBERAPA LOKASI DI PULAU BANGKA. Telah dilakukan pengukuran laju paparan radiasi gamma terestrial di luar ruangan di daerah Koba, Mentok dan Pemali dengan menggunakan survaymeter Ludlum 19 dengan detektor NaI(Tl). Pengukuran untuk setiap daerah dibagi berdasarkan Zone I, II dan III. Hasil pengukuran menunjukkan bahwa di Zone I, laju pajanan radiasi gamma tertinggi $29 \pm 3 \mu\text{R}/\text{jam}$ di daerah Pemali dan terendah $18 \pm 4 \mu\text{R}/\text{jam}$ di daerah Koba. Di Zone II laju pajanan radiasi gamma tertinggi $33 \pm 14 \mu\text{R}/\text{jam}$ di daerah di Mentok dan terendah di Pemali $19 \pm 5 \mu\text{R}/\text{jam}$ serta di Zone III laju paparan radiasi gamma tertinggi $25 \pm 4 \mu\text{R}/\text{jam}$ di Koba dan terendah $18 \pm 2 \mu\text{R}/\text{jam}$ di Pemali. Laju paparan radiasi gamma di tiga daerah di atas lebih tinggi dari daerah Jakarta, Semarang, Bandung dan Surabaya. Karena laju paparan radiasi gamma yang sebagian besar berasal dari radionuklida alam tergantung pada kondisi geologi, geokimia, jenis batuan dan kegiatan pengolahan penambangan timah, maka perlu dilakukan pemantauan pajanan radiasi gamma dengan lebih intensif untuk melengkapi data yang telah diperoleh.

ABSTRACT

MEASUREMENT OF GAMMA RADIATION AT SAVERAL PLACES IN BANGKA ISLAND. Measurement of dose rate of terrestrial gamma rays (free air) in Koba, Mentok, and Pemali areas using survemeter Model Ludlum 19 with NaI(Tl) detector have been carried out. The points of sampling for each area was divided to Zone I, II and III. The result of measurement of gamma exposure rate in Zone I highest is $29 \pm 3 \mu\text{R}/\text{h}$ in Pemali and lowest is $18 \pm 4 \mu\text{R}/\text{h}$ in Koba, in Zone II highest is $33 \pm 14 \mu\text{R}/\text{h}$ in Mentok and lowest $19 \pm 5 \mu\text{R}/\text{h}$ in Pemali, and in Zone III highest is $25 \pm 4 \mu\text{R}/\text{h}$ in Koba and lowest is $18 \pm 2 \mu\text{R}/\text{h}$ in Pemali. The gamma exposure rate in Bangka island was higher relatively than others area such as Jakarta, Semarang, Bandung and Surabaya. Gamma exposure rate are dominan from natural radioactivity depend on geology conditions, geochemistry, type of rock and activity tin exploration, so the measurement of the gamma exposure rate more instensif to complete the data.

PENDAHULUAN

Radiasi gamma dilingkungan yang berasal dari alam dan keberadaannya sudah ada semenjak bumi ini terbentuk karena adanya radionuklida alam dari deret U-238 dan U-235, Th-232, dan K-40. Radionuklida alam pemancar radiasi gamma yang dominan dari deret U-

238 adalah, Pb-214 dengan energi 0,242 MeV dan 0,352 MeV dan Bi-214; dari deret Th-232 yaitu Pb-212 (0,239 MeV); Bi-212 (0,727 MeV), Tl-208 [3].

Menurut laporan UNCEAR paparan radiasi gamma rata-rata yang diterima oleh penduduk dunia adalah sekitar 15% dari dosis efektif total yaitu sebesar $7\mu\text{Gy}/\text{jam}$ [4]. Komisi proteksi radiasi Amerika Serikat (NCRP) melaporkan bahwa dosis efektif yang diterima oleh penduduk negara itu dari radiasi gamma alam sebesar $46\mu\text{Gy}/\text{jam}$ [5]. Sementara badan proteksi radiasi Inggris melaporkan bahwa besar radiasi gamma adalah $56\text{nGy}/\text{jam}$ [6], perbedaan dosis radiasi gamma ini disebabkan adanya struktur geologi[7]. Menurut Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN), nilai batas dosis tahunan (NBD) untuk penduduk sebesar 500 mRem/tahun untuk dosis eksterna dan interna [8].

Di Pulau Bangka Propinsi Bangka Belitung terdapat 2 (dua) perusahaan pengelolaan tambang timah yaitu PT. Timah dan PT. Kobatin, yang telah beroperasi lebih dari 18 tahun. Selain kedua perusahaan tersebut terdapat juga tambang rakyat atau tambang inkonvensional (TI) yang saat ini berjumlah lebih dari 800 buah. Dalam kegiatan eksplorasi bahan tambang tersebut, selain memberikan dampak positif berupa lapangan pekerjaan maupun pendapatan ekonomi daerah sedangkan dampak negatifnya yaitu timbulnya pencemaran lingkungan di daerah sekitar pabrik pengolahan timah maupun daerah lainnya. Oleh karena itu pemantauan tingkat radioaktivitas lingkungan perlu dilakukan untuk mengetahui besarnya pajanan radiasi yang berasal dari zat radioaktif alam.

Tambang timah merupakan eksplorasi kerak bumi dari dalam tanah ke permukaan bumi. Dalam proses pemisahan timah akan dihasilkan produk samping seperti *monazite*, *ilmenite*, *slag*, *tailing* dan air limbah yang mengandung radionuklida alam dari deret Uranium (U-238) deret Thorium (Th-232) dan Kalium (K-40). Produk samping tambang timah juga mengandung Th-228 dan Ra-226 yang akan meluruh menghasilkan gas Thoron (Rn-220), dan gas Radon (Rn-222) dengan waktu paruh 56 detik dan 3,824 hari. Kedua gas radioaktif ini sewaktu di udara meluruh menjadi partikel radioaktif seperti Po-218, Po-210, Pb-214, Pb-212, Pb-210, Bi-212, dan Bi-214. Karena partikel radioaktif ini pemancar radiasi alpha, beta dan gamma apa bila tidak dikelola serta ditangani dengan baik akan mencemari lingkungan [9]. Partikel radioaktif ini berdiameter sekitar $0,15\mu\text{m}$, melalui jalur inhalasi bisa terhisap masuk dalam saluran pernafasan akan mengendap pada daerah bronki dan aveoli. Apabila partikel

radioaktif ini terhisap secara terus menerus (kronik), maka dapat menimbulkan penyakit saluran pernafasan yang pada kondisi tertentu mengarah kepada penyakit kanker paru-paru [10,11].

Pada makalah ini akan diuraikan hasil pengukuran laju pajanan radiasi di daerah Koba, Mentok dan Pemali yang berada di Pulau Bangka.

TATA KERJA

Lokasi pengukuran

Lokasi pengukuran radiasi gamma dilakukan di tiga kabupaten yaitu Kabupaten Koba, Kabupaten Mentok dan Kabupaten Pemali Propinsi Bangka Belitung. Di Mentok terdapat pabrik pengolahan timah yaitu PT. Timah Tbk. dan di Koba PT. Kobatin.

Survei dilakukan pada 25 titik pengukuran di setiap Kabupaten yang dibagi atas 3 (tiga) zone pengukuran yaitu : Zone I di Komplek perumahan karyawan pabrik di kawasan industri, Zone II di luar kawasan pabrik yang berbatasan dengan kawasan pabrik dan Zone III di luar kawasan pabrik

Metodologi

Pengukuran radiasi gamma menggunakan survey meter lingkungan Ludlum 19 dengan detektor NaI(Tl). Surveimeter ini dapat mendeteksi laju pajanan radiasi gamma dari 0,1 μ R/jam dan stabilitasnya cukup baik sehingga dapat digunakan untuk mengukur pajanan radiasi gamma lingkungan. Sebelum surveimeter ini digunakan untuk pengukuran dilakukan pengecekan awal seperti kondisi baterai, penggerak jarum. Kemudian jarum surveimeter distel pada posisi skala terbesar diletakkan pada ketinggian 1 meter dari permukaan tanah dan dihidupkan. Setelah jarum penggerak stabil maka bacaan yang dihasilkan oleh surveimeter dicatat. Pengukuran yang sama dilakukan untuk posisi yang berbeda. Apabila bacaan terlalu kecil pindahkan skala ke yang lebih kecil. Untuk memperoleh laju pajanan radiasi yang sebenarnya maka bacaan yang diperoleh dikalikan dengan faktor kalibrasi surveimeter tersebut.



Gambar 1. Surveimeter Model Ludlum-19 mikroRmeter buatan USA.

HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil pengukuran rata-rata pajanan radiasi gamma dari ke 3 zone pada ketiga kabupaten ditampilkan pada Tabel 1, 2 dan 3.

Tabel 1. Laju pajanan radiasi gamma di komplek perumahan karyawan pabrik di kawasan pabrik (Zone I).

No	Lokasi	Jumlah titik pengukuran	Pajanan radiasi gamma rata-rata ($\mu\text{R}/\text{jam}$)
1	Koba	17	18 ± 4
2	Mentok	25	20 ± 8
3	Pemali	10	29 ± 3

Pada Tabel 1 terlihat bahwa laju pajanan radiasi gamma di daerah Pemali lebih besar dari Koba dan Mentok. Ini disebabkan adanya penumpukan limbah *tailing* sisa hasil tambang dan air limbah *tailing* yang tidak digunakan lagi. Selain itu adanya polusi udara yang berasal dari pabrik pengolahan timah yang ikut masuk ke dalam rumah di sekitar komplek perumahan.

Tabel 2. Laju pajanan radiasi gamma di luar kawasan pabrik yang berbatasan dengan kawasan pabrik (Zone II)

No	Lokasi	Jumlah titik pengukuran	Pajanan radiasi gamma rata-rata ($\mu\text{R}/\text{jam}$)
1	Koba	12	22 ± 6
2	Mentok	24	33 ± 14
3	Pemali	10	19 ± 5

Dari Tabel 2 terlihat bahwa di daerah Mentok ditemukan laju pajanan radiasi gamma lebih tinggi bila dibandingkan dengan di daerah lainnya. Ini diduga sebagai akibat menumpuknya limbah *tailing*, tumpur air tailing sisa hasil tambang yang tidak digunakan lagi yang sengaja ditumpuk.

Tabel 3. Laju pajanan radiasi gamma diluar kawasan pabrik (Zone III)

No	Lokasi	Jumlah titik pengukuran	Pajanan radiasi gamma rata-rata ($\mu\text{R}/\text{jam}$)
1	Koba	11	25 ± 4
2	Mentok	23	19 ± 7
3	Pemali	5	18 ± 2

Dari Tabel 3 terlihat di daerah Koba laju pajanan radiasi gamma lebih tinggi dari daerah Mentok dan Pemali. Hal ini karena di daerah Koba banyak terdapat tambang liar yang dikelola oleh penduduk setempat yang dalam proses pemisahan timah, pembuangan limbahnya tidak mengikuti tata cara pembuangan limbah yang baik.

Laju pajanan radiasi gamma di Pulau Bangka pada umumnya relatif lebih tinggi bila dibandingkan dengan di daerah Jakarta sekitar $(4,17 \pm 0,29)$ $\mu\text{R}/\text{jam}$, di Semarang sekitar $(7,52 \pm 0,41)$ $\mu\text{R}/\text{jam}$, dan di Bandung sekitar $(5,03 \pm 0,39)$ $\mu\text{R}/\text{jam}$. Ini berarti laju pajanan radiasi gamma di Pulau Bangka (daerah Koba, Mentok dan Pemali) lebih tinggi bila dibandingkan dengan di Jakarta, Semarang dan Bandung. Hal ini menunjukkan bahwa distribusi radionuklida pada kulit bumi bervariasi tergantung pada kondisi geologi tempat tersebut. Bervariasinya harga laju dosis pajanan tersebut sesuai dengan pernyataan pada

UNCEAR [2] yang menyatakan bahwa distribusi radionuklida pada *lithosfer* dibagi menjadi 2 bagian yaitu di tanah dan batuan, yang kandungan radionuklidanya berbeda-beda bergantung pada kondisi geokimia jenis batuan dan umur geologinya.

KESIMPULAN

Berdasarkan hasil pengukuran yang dilakukan di 3 daerah yaitu di Koba, Mentok dan Pemali diperoleh laju pajanan sementara radiasi gamma di Pulau Bangka adalah sebagai berikut : Konsentrasi tertinggi untuk pajanan radiasi gamma di kompleks perumahan karyawan pabrik (Zone I) di kawasan industri dengan laju pajanan radiasi gamma tertinggi sebesar 29 ± 3 $\mu\text{R}/\text{jam}$ di Pemali, dan terendah di daerah Koba dengan nilai sebesar 18 ± 4 $\mu\text{R}/\text{jam}$, untuk laju pajanan radiasi gamma di luar kawasan pabrik yang berbatasan dengan kawasan pabrik (Zone II) dengan laju pajanan radiasi gamma tertinggi sebesar 33 ± 14 $\mu\text{R}/\text{jam}$ di daerah Mentok dan terendah di Pemali dengan nilai sebesar 19 ± 5 $\mu\text{R}/\text{jam}$, untuk laju pajanan radiasi gamma di luar kawasan pabrik (Zone III) tertinggi di daerah Koba dengan nilai sebesar 25 ± 4 $\mu\text{R}/\text{jam}$ dan terendah di daerah Pemali dengan nilai sebesar 18 ± 2 $\mu\text{R}/\text{jam}$.

Diperoleh gambaran bahwa tingkat pajanan radiasi di tiga daerah di Pulau Bangka relatif lebih tinggi dari pada daerah lain seperti Jakarta, Semarang, Bandung dan Surabaya. Mengingat bahwa laju pajanan radiasi gamma sebagian berasal dari radionuklida alam tergantung tergantung pada kondisi geologi, geokimia, jenis batuan dan kegiatan pengolahan penambangan timah, sehingga perlu dilakukan pemantauan pajanan radiasi gamma dengan lebih intensif untuk melengkapi data yang telah diperoleh.

DAFTAR PUSTAKA

1. SUTARMAN, MINARNI, EMLINARTI dan TUTIK INDIYATI, *Pemantauan Radiasi Lingkungan dan Pengolahan Bijih Uranium*. Persentasi Ilmiah Keselamatan Radiasi dan Lingkungan, PSPKR-BATAN (1995) hal. 422-423
2. LUHANTARA, BUNAWAS, dan YULBAHRUM, *Pengukuran Radiasi Gamma Terrestrial di Daerah Bengkulu*, Laporan Penelitian tahun 1994.
3. GM. KENDALL, J.C.H. MILES ET. AL. *Exposure to Radon in UK Dwelling*, NRPB, 1994.

4. UNSCEAR, *Exposures from Natural Radiation Sources*, Annex B, United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, Report to the General Assembly with Scientific Annexes, New York (1993) pp. 83-156.
5. K.M. MILLER, *Measurment of External Radiation in the United States Dwelling* RPD,1992.
6. B.M., GREEN ET. AL, *Gamma Radiation Levels outdoors in Great Britain*, NRPD 1989.
7. ANONIM, *Gamma Ray Backgrounnd Radiation Measurement in Ireland*. Health Physics, 1977.
8. BAPETEN, Keputusan Kepala BAPETEN No.01/Ka-BAPETEN/V-99 tentang *Ketentuan Keselamatan Kerja Terhadap Radiasi*, BAPETEN, Jakarta (1999).
9. BATAN, *Data Hasil Penyelidikan Mineral Radioaktif di Indonesia*, BATAN 1977.
10. MANURUNG, P., SEMBERING, S., LUHANTARA dan BUNUWAS. *Pengukuran Awal Radiasi Gamma di Daerah Lampung*, Persentasi Ilmiah Keselamatan Radiasi dan Lingkungan, PSPKR-BATAN, (1995) hal. 422-423
11. UNSCEAR, *Ionizing Radiation : Soureces and Biological Effects*, United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, New York ,1993.

Tanya – Jawab :

1. Penanya : Tuyono (PTKMR-BATAN)

Pertanyaan :

Mengapa laju pajanan radiasi di daerah Mentok dan zona III lebih tinggi dari daerah lain?

Jawaban : Tur R (PTKMR – BATAN)

Karena adanya penimbunan tailing hasil sisa penambangan timah yang ditumpuk di daerah tersebut.

TERIMAAN DOSIS RADIASI FOTO THORAK OLEH PASIEN ANAK

Helfi Yuliati, Dyah Dwi Kusumawati
PTKMR – BATAN

ABSTRAK

TERIMAAN DOSIS RADIASI FOTO THORAK PADA PASIEN ANAK. Untuk melindungi anak dari radiasi yang berlebihan saat menjalani pemeriksaan foto thorak perlu dilakukan penelitian untuk mengetahui dosis radiasi yang diterima oleh anak tersebut. Penelitian ini dilakukan dengan cara mengukur dosis radiasi sinar-X dengan TLD-100 yang diterima oleh pasien anak yang sedang menjalani pemeriksaan foto thorax. Pasien anak yang diukur dalam penelitian ini berjumlah 25 anak dan berumur 1-15 tahun. Pesawat sinar-X yang digunakan untuk menyinari pasien dioperasikan pada tegangan antara 44 – 80 kVp dan perkalian arus waktu antara 2,5 – 8 mAs. Dari hasil pengukuran terhadap 25 anak tersebut ternyata dosis yang diterima berkisar antara 0,093 -0,404 mGy. Nilai ini berbeda jauh dengan batasan nilai dosis yang direkomendasikan oleh UNSCEAR untuk anak usia 1 -15 tahun yaitu antara 0,03 – 0,05 mGy. Perlu peningkatan tindakan proteksi radiasi sebagai upaya perlindungan keselamatan anak terhadap bahaya radiasi. Penegakan program jaminan kualitas terhadap kinerja sistem peralatan radiodiagnostik dan pemilihan kondisi optimum penyinaran merupakan langkah yang dapat mengurangi dosis tanpa mengabaikan kualitas citra radiografi.

ABSTRACT

RADIATION DOSE ACCEPTANCE ON PAEDIATRIC THORAX EXAMINATION. To protect paediatric patients undergoing thorax examination from undiserve radiation the research of acceptance dose on its activity must be done. The research was done by using TLD-100 as dosimeter. Measurement was done on 25 patients undergoing thorax examination by the age of 1 – 15 years. The X-ray exposed condition was in the range of 44 – 80 kVp and 2.5 – 8.0 mAs. The doses result was compared to radiation dose limitation recommended by UNSCEAR for paediatric. From 25 patients observed the results showed that the accepted doses were high enough by range of 0.093 -0.404 mGy, that was significantly higher than the dose limitation recommended by UNSCEAR. The dose limitation for children of 1 – 15 year was on the range of 0.03 – 0.05 mGy. To protect paediatric from radiation effect which can harm growth of body and its health, it needed to improve radiation protection for paediatric patient undergoing radiography examination. Justify on QA programm to radiodiagnostic system and choosing the optimum exposed condition could be effort to decrease acceptance dose without losing optimum diagnostic image.

PENDAHULUAN

Teknik nuklir memiliki peran yang cukup penting dalam mengatasi masalah kesehatan di berbagai belahan dunia. Dalam bidang kedokteran, pemanfaatan teknik nuklir ini meliputi tindakan-tindakan radiodiagnostik, radioterapi dan kedokteran nuklir [1]. Untuk melaksanakan kegiatan radiodiagnostik diperlukan suatu sumber radiasi yang mempunyai daya tembus yang cukup mampu membedakan kerapatan berbagai jaringan dalam tubuh manusia yang dilewatinya. Salah satu sumber radiasi tersebut berasal dari pesawat sinar-X. Dengan penemuan sinar-X ini informasi mengenai tubuh manusia menjadi mudah diperoleh tanpa perlu melakukan operasi bedah. Data statistik menunjukkan bahwa sekitar 50% keputusan medis harus didasarkan pada diagnosa sinar-X. Bahkan untuk beberapa negara maju, angka tersebut bisa lebih besar lagi [1.2].

Penggunaan radiasi dalam bidang radiodiagnostik yang cukup luas dan terus menunjukkan peningkatan dari waktu ke waktu. Hal ini terlihat dengan adanya pelayanan radiodiagnostik di puskesmas tingkat kecamatan dan di klinik pelayanan kesehatan. Dengan radiodiagnostik, berbagai jenis pemeriksaan dapat dilakukan secara langsung seperti pengambilan foto dada, rongga perut, pinggul, kaki, tangan, kepala maupun gigi [2].

Pemeriksaan radiodiagnostik bertujuan untuk memperoleh informasi yang jelas pada kelainan yang diderita oleh pasien. Jadi pencitraan pada film radiografi yang dihasilkan harus dapat memberi informasi yang dibutuhkan oleh dokter untuk mendiagnosa pasien yang menjalani pemeriksaan. Untuk mengoptimasi dosis radiasi yang diterima oleh pasien yang menjalani pemeriksaan dengan teknik radiodiagnostik, diperlukan adanya informasi dosis yang diterima pasien untuk optimasi proteksi radiasi dipenuhi dosis radiasi yang diterima pasien saat menjalani pemeriksaan tersebut.

Pasien yang menjalani pemeriksaan radiodiagnostik terdiri dari berbagai usia pasien mulai usia bayi sampai usia dewasa. Anak bukanlah orang dewasa dalam bentuk kecil. Terdapat perbedaan-perbedaan fisik fisiologis maupun psikologis antara anak dengan orang dewasa. Fungsi organ-organ tubuh anak belum matang. Demikian pula dengan fungsi pertahanan tubuh yang belum sempurna. Pada bayi dan anak-anak sel-sel tubuhnya dalam masa pertumbuhan. Pada masa ini sel-sel tersebut sangat sensitif terhadap radiasi [4]. Apabila sel-sel tersebut terpapar radiasi akan sangat mudah rusak dan akan mempengaruhi

pertumbuhan selanjutnya. Untuk itu tindakan radiodiagnostik pada anak perlu mendapat perhatian yang serius [3.5].

Pada makalah ini akan dibahas hasil terimaan dosis radiasi pada pasien anak yang menjalani pemeriksaan foto thorak menggunakan TLD-100 sebagai dosimeter perorangan. Hasil yang diperoleh dibandingkan dengan dosis yang direkomendasikan oleh United Nations Scientific Committee on Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR) dalam publikasinya yang dikeluarkan tahun 2000 Volume 1 untuk mengetahui sejauh mana dipenuhi optimisasi proteksi radiasi pada pasien anak saat menjalani kegiatan foto thorak [1,6].

TATA KERJA

Preparasi TLD

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

Pengukuran terimaan dosis radiasi

Mula-mula dilakukan pendataan kondisi pada saat penyinaran pasien meliputi : umur, jenis kelamin, berat badan, tebal tubuh pasien, jenis pemeriksaan, penggunaan tegangan kV dan arus tabung mA, waktu penyinaran t (detik) dan nomor TLD yang digunakan. Kemudian TLD-100 yang telah dikemas ditempelkan di kulit pasien pada pusat lapangan penyinaran dengan jarak sumber ke film antara 100 – 150 cm. Setelah itu pasien disinari dengan sumber radiasi sinar-X yang diatur pada tegangan berkisar antara 44 -80 kVp dan arus 2,5 – 8 mAs. Setelah satu hari penyinaran dilakukan pembacaan tanggapan TLD terhadap radiasi menggunakan TLD-READER modal 2000AB.

Pembacaan intensitas TL-termoluminisensi.

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 dengan satuan mGy/nC.

HASIL DAN PEMBAHASAN

Jenis pemeriksaan pada kegiatan radiodiagnostik anak ini khusus untuk foto thorak dengan teknik *anterior-posterior* (AP). Batasan umur anak yang dikeluarkan oleh UNSCEAR 0-15 tahun. Data hasil pengukuran yang diterima pasien anak yang berumur 1-15 tahun saat menjalani pemeriksaan foto thorak ditampilkan pada Tabel 1.

Tabel. 1. Terimaan dosis foto thorak pada pasien anak yang berumur 1-15 tahun

No.	Jenis Kelamin	Umur (th)	Berat badan(kg)	kVp	mAs	Tebal tubuh (cm)	FFD	Dosis (mGy)
1.	F	1.4	11	50	5	8	100	0.285
2.	F	1.4	11	57	6.4	12.5	100	0.404
3.	F	1.5	8	47	6	10	100	0.154
4.	M	1.5	20	48	4	15	100	0.095
5.	M	2	11.5	50	4	9	100	0.199
6.	M	2	9	48	4	10	100	0.238
7.	M	2.5	12.5	50	2.5	15	130	0.113
8.	M	2.5	13	48	4	11	100	0.214
9.	M	2.5	13	55	6.4	14	100	0.300
10.	M	3	13	44	5	12	100	0.211
11.	M	3	13	55	6.4	16	100	0.199
12.	F	4	14.5	52	6	10	100	0.276
13.	M	4	15	60	6.4	10	125	0.187
14.	F	5	19	48	4	16	150	0.217
15.	F	6	15	52	4	10	150	0.093
16.	F	6	18	55	5	17	150	0.129
17.	M	6	11	55	8	12	100	0.330
18.	M	6	18	48	2.5	15	130	0.101
19.	M	6	11	55	8	12	100	0.330
20.	M	7	16.5	50	4	14	150	0.158
21.	M	7	16.5	57	6.4	19	150	0.233
22.	M	7.5	20	58	8	12	130	0.298
23.	F	9	29	50	4	20	150	0.174
24.	F	10.5	26	50	4	16	150	0.211
25.	F	10.5	28	80	6	20	150	0.404

Dari tabel di atas terlihat bahwa berat badan dan ketebalan tubuh anak cukup beragam yaitu berat bervariasi antara 8 – 29 kg dan tebal tubuh antara 8 - 20 cm. Berat badan pasien yang diukur tidak mutlak proporsional dengan usia anak. Dengan demikian dosis radiasi sinar-x yang diterima pasien akan berbeda satu sama lain. Selain itu penerimaan dosis pada anak bervariasi antara 0,093 – 0,404 mSv.

Tabel 2. Dosis radiasi foto thorak pasien anak UNSCEAR

No	Umur atau Berat	Dosis (mGy)
1	1-4 tahun	0.03
2	5-9 tahun	0.04
3	10-15 tahun	0.05

Mengacu pada batasan dosis foto thorak anak seperti yang terlihat pada Tabel 2 yang dikeluarkan oleh Unsear maka hasil pengukuran dosis yang telah dilakukan pada pasien anak ini sangat jauh melampaui batas dosis tersebut.

Idealnya hubungan antara faktor pasien (usia, berat badan dan tebal tubuh) harus proporsional dengan dosis yang diterima pasien anak. Namun pada kenyataannya tidak demikian sebagaimana terlihat pada Tabel 1. Hal ini cukup membahayakan kondisi pasien anak karena dapat merusak sel-sel pertumbuhannya sehingga perlu mendapat perhatian khusus dari pihak penguasa instalasi radiologi.

Guna melindungi anak dari radiasi yang merugikan bagi kesehatan dan pertumbuhannya, maka sangat perlu dilakukan kegiatan pemantauan dosis radiasi terhadap anak dengan batasan usia 1-15 tahun.

Agar kualitas penyinaran foto thorak memperoleh hasil yang optimum tetapi dosis yang diterima pasien anak rendah perlu dilakukan beberapa upaya yang meliputi:

- Pemeriksaan kondisi pesawat sinar-X meliputi : kualitas berkas sinar-X yang dikeluarkan, penggunaan tegangan (kV) dan arus (mA), serta lama penyinaran harus dilakukan
- Perencanaan operasi agar dosis individu maupun kolektif dapat ditekan serendah mungkin
- Penggunaan peralatan maupun perlengkapan yang memadai.
- Mengikuti prosedur (penggunaan peralatan maupun penyinaran) yang telah disusun

KESIMPULAN

Dari hasil pengukuran dosis radiasi dengan TLD-100 yang diterima oleh pasien anak yang menjalani pemeriksaan foto thorak terlihat bahwa dosis yang diterima berkisar antara 0,093-0,404 mGy dan hasil ini jauh melampaui dosis yang direkomendasikan UNSCEAR yaitu 0,03 - 0,04 mGy. Untuk itu perlu dilakukan upaya pengecekan kondisi pesawat sinar-X agar anak tidak menerima dosis radiasi yang tidak diperlukan. Data yang disajikan pada makalah ini merupakan data awal yang dapat memberikan gambaran tentang penerimaan dosis pada anak yang menjalani pemeriksaan foto thorak di Indonesia.

DAFTAR PUSTAKA.

1. UNITED NATIONS SCIENTIFIC COMMITTEE ON THE EFFECTS OF ATOMIC RADIATION. Sources and Effects of Ionizing Radiation. UNSCEAR 2000 Report to the General Assembly. United Nation. New York. 2000.
2. ALATAS, Z. Efek Radiasi Pada Kulit. Buletin Alara Volume 2 Nomor 1. Agustus 1998.
3. AZIS, A, LATIEF. Dr, Sp,A(K).Keracunan Pada Anak, [MLDI] From Pediatrik.com. Ricky Rizaldi. Wed, 26 Juni 2002.
4. BUNAWAS. Paparan Kerja Dosis Sumber Radiasi Alam dan Upaya Proteksi ke Depan. Prosiding PIKRL. P3KRBiN-BATAN. Jakarta. 21 Desember 2005. Hal 16-25.
5. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Health Surveillance of Persons Occupationally exposed to Ionizing Radiation for occupational Physicians. Safety Reports Series No. 5. IAEA. Vienna (1998)
6. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Radiation Doses in Diagnostic Radiology and Methods for Dose Reduction. IAEA – TECDOC _ 796. IAEA. Vienna. April 1995.

Case Summaries

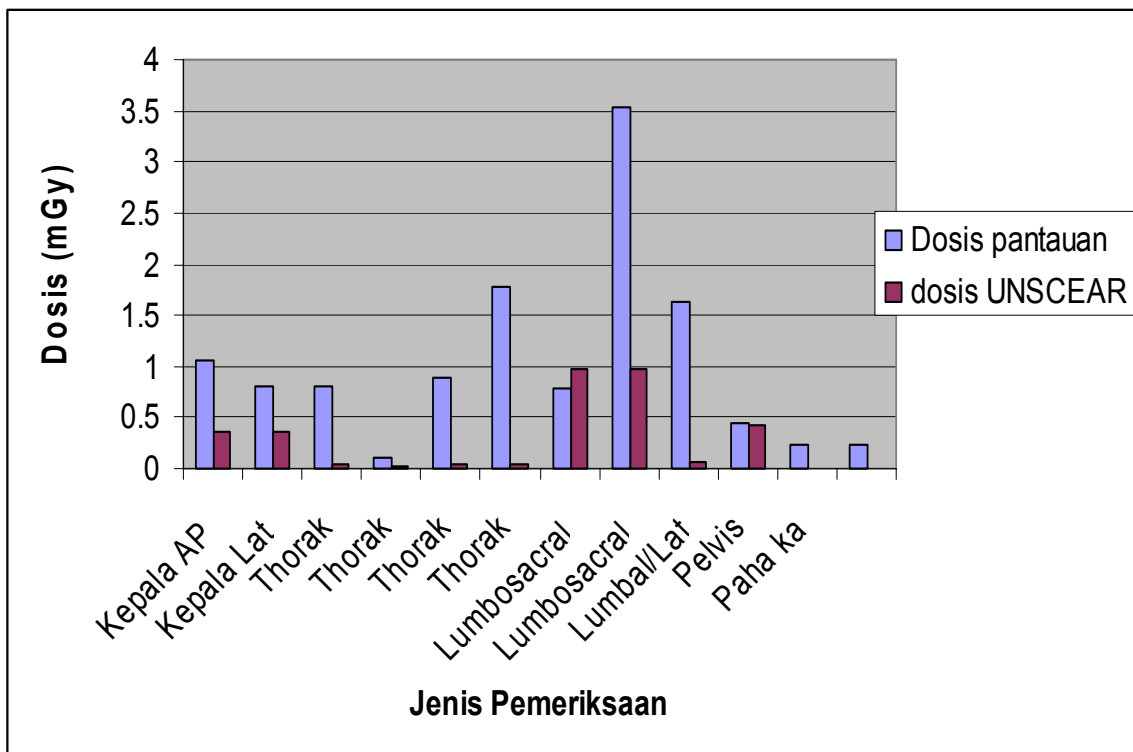
	tahun	kg	kVp	mAs	cm	cm	mSv
1	10.50	26.00	50.00	4.00	16.00	150.00	.211
2	10.50	28.00	80.00	6.00	20.00	150.00	.404
3	1.40	11.00	50.00	5.00	8.00	100.00	.285
4	1.40	11.00	57.00	6.40	12.50	100.00	.404
5	5.00	19.00	48.00	4.00	16.00	150.00	.217
6	9.00	29.00	50.00	4.00	20.00	150.00	.174
7	6.00	15.00	52.00	4.00	10.00	150.00	.093
8	6.00	18.00	55.00	5.00	17.00	150.00	.129
9	1.50	8.00	47.00	6.00	10.00	100.00	.154
10	4.00	14.50	52.00	6.00	10.00	100.00	.276
11	6.00	11.00	55.00	8.00	12.00	100.00	.330
12	7.50	20.00	58.00	8.00	12.00	130.00	.298
13	1.50	20.00	48.00	4.00	15.00	100.00	.095
14	4.00	15.00	60.00	6.40	10.00	125.00	.187
15	6.00	18.00	48.00	2.50	15.00	130.00	.101
16	2.50	12.50	50.00	2.50	15.00	130.00	.113
17	2.00	11.50	50.00	4.00	9.00	100.00	.199
18	2.00	9.00	48.00	4.00	10.00	100.00	.238
19	3.00	13.00	44.00	5.00	12.00	100.00	.211
20	3.00	13.00	55.00	6.40	16.00	100.00	.368
21	2.50	13.00	48.00	4.00	11.00	100.00	.214
22	2.50	13.00	55.00	6.40	14.00	100.00	.300
23	6.00	11.00	55.00	8.00	12.00	100.00	.330
24	7.00	16.50	50.00	4.00	14.00	150.00	.158
25	7.00	16.50	57.00	6.40	19.00	150.00	.233
Total N	25	25	25	25	25	25	25
Mean	4.7120	15.7000	52.8800	5.2000	13.4200	120.6000	.22888
Median	4.0000	14.5000	50.0000	5.0000	12.5000	100.0000	.21400
Grouped Media	4.3333	14.5000	51.2500	5.0000	12.5000	121.4286	.21400
Std. Error of Me	.56398	1.11505	1.38603	.31702	.68415	4.60362	.018703
Sum	117.80	392.50	1322.00	130.00	335.50	3015.00	5.722
Minimum	1.40	8.00	44.00	2.50	8.00	100.00	.093
Maximum	10.50	29.00	80.00	8.00	20.00	150.00	.404
Range	9.10	21.00	36.00	5.50	12.00	50.00	.311
Std. Deviation	2.81992	5.57524	6.93013	1.58509	3.42077	23.01811	.093515
Variance	7.952	31.083	48.027	2.512	11.702	529.833	.009

a. Limited to first 100 cases.

Dengan membandingkan data penerimaan dosis hasil pantauan dengan data dosis yang direkomendasikan UNSCEAR untuk untuk foto kepala teknik AP dan teknik Lateral hasil

pantauan menunjukkan dosis yang cukup tinggi (hampir 3 kali lipat yang direkomendasikan). Pada pasien yang menjalani foto thorak hasil pantauan berkisar 0.1062 mGy -1.7733 mGy. Dosis yang diterima pasien yang menjalani foto thorak sangat tinggi dibandingkan dosis yang direkomendasikan yakni 5 sampai 88 kali lebih tinggi. Pasien yang menjalani foto Lumbosacral baik teknik AP dan Lateral terimaan dosis berkisar 0.7776 mGy-3.5370 mGy untuk pasien anak usia 6 tahun dan 8 tahun. sedangkan untuk anak usia 0.5 tahun terimaan dosisnya 1.6298 mGy. Terimaan dosis foto Lumbosacral teknik Lateral bila mengacu pada dosis yang direkomendasikan UNSCEAR. memberikan hasil yang sangat tinggi (23 kali lipat lebih tinggi dari rekomendasi UNSCEAR). kecuali untuk dosis 0.7776 mGy masih di bawah dosis yang direkomendasikan. Sedangkan untuk jenis foto pelvis dosis yang diterima pasien 1.4% lebih tinggi dari yang direkomendasikan.

Berdasarkan data pada Tabel 2. dapat digambarkan Grafik dosis radiasi pada radiografi anak hasil pantauan dan dosis rekomendasi UNSCEAR yang ditampilkan pada Grafik 1.



Grafik 1. Dosis radiasi pantauan dan UNSCEAR pada radiografi anak.

Dosis Radiasi foto Torak pada pasien anak di atas satu tahun^a

	thn	kg	kVp	mAs	cm	mSv	
1	2.00	11.50	50.00	4.00	9.00	.199	
2	10.50	26.00	50.00	4.00	16.00	.211	
3	2.00	9.00	48.00	4.00	10.00	.238	
4	3.00	13.00	44.00	5.00	12.00	.211	
5	1.40	11.00	50.00	5.00	8.00	.285	
6	2.50	13.00	48.00	4.00	11.00	.214	
7	5.00	19.00	48.00	4.00	16.00	.217	
8	7.00	16.50	50.00	4.00	14.00	.158	
9	9.00	29.00	50.00	4.00	20.00	.171	
10	6.00	18.00	52.00	4.00	10.00	.093	
Total	N	10	10	10	10	10	
	Mean	4.8400	16.6000	49.0000	4.2000	12.6000	.19970
	Median	4.0000	14.7500	50.0000	4.0000	11.5000	.21100
	Sum	48.40	166.00	490.00	42.00	126.00	1.997
	Minimum	1.40	9.00	44.00	4.00	8.00	.093
	Maximum	10.50	29.00	52.00	5.00	20.00	.285
	Range	9.10	20.00	8.00	1.00	12.00	.192
	Std. Deviation	3.20076	6.59040	2.16025	.42164	3.80643	.051045
	Variance	10.245	43.433	4.667	.178	14.489	.003

a. Limited to first 100 cases.

Tabel.1. Data dosis radiasi foto thorak pada pasien anak di atas 1 tahun

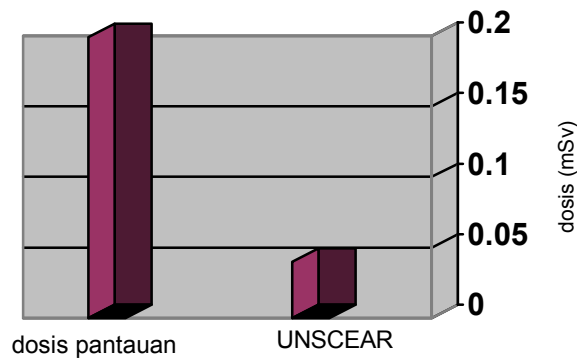
No	Umur (th)	Jenis (L/P)	Berat (kg)	kVp	mAs	Tebal tubuh (cm)	Dosis (mSv)
1	2	L	11.5	50	4	9	0.199
2	10.5	P	26	50	4	16	0.211
3	2	L	9	48	4	10	0.238
4	3	L	13	44	5	12	0.211
5	1.4	P	11	50	5	8	0.285
6	2.5	L	13	48	4	11	0.214
7	5	P	19	48	4	16	0.217
8	7	L	16.5	50	4	14	0.158
9	9	P	29	50	4	20	0.171
10	6	P	18	52	4	10	0.093

Tabel 2. Data dosis radiasi foto thorak pada pasien anak usia 1 – 12 bulan

No	Umur (th)	Jenis (L/P)	Berat (kg)	kVp	mAs	Tebal tubuh (cm)	Dosis (mSv)
11	Neo	L	5.2	46	3.2	10	0.129
12	Neo	P	1.8	46	4	5	0.134
13	Neo	P	4	46	3.2	12	0.111
14	1 hari	P	4	46	4	5	0.111
15	0.6	P	4	46	3.2	12	0.209
16	0.6	P	8	52	5	15	0.154
17	0.75	L	10	56	6	12	0.301
18	0.5	L	5.2	46	3.2	10	0.129

19	0.75	L	9.2	48	6	9	0.170
----	------	---	-----	----	---	---	-------

Terimaan dosis thorak pada anak usia di atas satu tahun



Dosis Radiasi foto Torak pada pasien anak di atas satu tahun

	thn	kg	kVp	mAs	cm	mSv	
1	2.00	11.50	50.00	4.00	9.00	.199	
2	10.50	26.00	50.00	4.00	16.00	.211	
3	2.00	9.00	48.00	4.00	10.00	.238	
4	3.00	13.00	44.00	5.00	12.00	.211	
5	1.40	11.00	50.00	5.00	8.00	.285	
6	2.50	13.00	48.00	4.00	11.00	.214	
7	5.00	19.00	48.00	4.00	16.00	.217	
8	7.00	16.50	50.00	4.00	14.00	.158	
9	9.00	29.00	50.00	4.00	20.00	.171	
10	6.00	18.00	52.00	4.00	10.00	.093	
Total	N	10	10	10	10	10	
	Mean	4.8400	16.6000	49.0000	4.2000	12.6000	.19970
	Median	4.0000	14.7500	50.0000	4.0000	11.5000	.21100
	Sum	48.40	166.00	490.00	42.00	126.00	1.997
	Minimum	1.40	9.00	44.00	4.00	8.00	.093
	Maximum	10.50	29.00	52.00	5.00	20.00	.285
	Range	9.10	20.00	8.00	1.00	12.00	.192
	Std.	3.20076	6.59040	2.16025	.42164	3.80643	.051045
	Deviation						
	Variance	10.245	43.433	4.667	.178	14.489	.003

UJI SARING HIPOTIROID KONGENITAL MELALUI KADAR NEONATAL - TSH DENGAN TEKNIK IRMA

Widayati S.I.W, Susyati, Purwanti.K.D
PTKMR - BATAN

ABSTRAK

UJI SARING HIPOTIROID KONGENITAL MELALUI KADAR NEO – TSH DENGAN TEKNIK IRMA. Hipotiroid kongenital adalah suatu kelainan bawaan dengan kadar hormon Neonatal–TSH > 23 μ IU /ml. Uji saring ini bertujuan untuk mendeteksi secara dini adanya kelainan hipotiroid kongenital, sehingga penanganan dapat segera dilakukan mengingat dampak terhadap gangguan pertumbuhan dan psikis pada bayi. Penelitian ini dilakukan di daerah endemik di 7 puskesmas di kabupaten Malang. Metode yang digunakan adalah IRMA berdasarkan pada reaksi antigen antibodi dari sampel bercak darah tali pusat bayi baru lahir. Hasil uji saring yang diperoleh dari 152 sampel Neo- TSH, adalah 36 sampel dieksklusikan (dikeluarkan) karena tidak dapat dinilai, 111 sampel sebagai normo tiroid dengan kadar Neonatal – TSH rerata $8,11 \pm 5,08 \mu$ IU/ ml, dan 5 sampel hipotiroid rerata $28,6 \pm 0,89 \mu$ IU / ml. Dari penelitian ini diperoleh 5 sampel, dari 152 sampel dengan hipotiroid kongenital yaitu 4,31% yang menunjukkan perbedaan yang cukup berarti.

Kata kunci : Hipotiroid kongenital, IRMA, Neonatal - TSH

ABSTRACT

CONGENITAL HYPOTYROID SCREENING TEST IN THE NEW BORN – TSH LEVEL WITH IRMA. TECHNIQUE. Congenital hypothyroid is a disorder when the level of New Born - TSH hormone level was > 23 μ IU / ml. The aim of this screening test is to detect the early existence of congenital hypothyroid disorder. In the purpose to have the early treatment and preventive the early impact of growth and psychical disorder. This research was done in endemic area, of the 7 rural primary health area centres in Malang. The metode of study is IRMA technique which use the principle of antigen antibody reaction from antenatal blood umbilical cord sample . The result is from the 152 samples of New born –TSH level , There are 36 samples it could not fulfill the inclusion criteria, 111 samples was normo thyroid with range $8.11 \pm 5.08 \mu$ IU / ml New born - TSH Average, and 5 sample with hypothyroid $28.6 \pm 0.89 \mu$ IU / ml. It was shown in these study that 5 from 152 sample with hypothyroid 4.31 %.

Key words : Congenital hypothyroid, IRMA, Neonatal – TSH

PENDAHULUAN

Hipotiroidi kongenital adalah kelainan bawaan dengan kadar hormon tiroid (T3 dan T4) di sirkulasi darah yang kurang dengan kadar TSH yang meningkat. Kelainan ini diketahui sebagai penyebab terjadinya keterbelakangan mental dan kecacatan fisik pada anak-anak. Produksi hormon tiroid yang berkurang disebabkan karena berbagai hal antara lain: kelainan pada kelenjar pituitari, hipotalamus atau tiroid, yang menyebabkan proses metabolisme karbohidrat di dalam tubuh mengalami keterlambatan. Telah diketahui bahwa hormon tiroid merupakan salah satu hormon yang sangat dibutuhkan dalam proses metabolisme yang berperan pada pertumbuhan dan perkembangan, termasuk perkembangan otak dan kematangan organ seks. Kebutuhan hormon tiroid pada segala tingkat usia sangat diperlukan, terutama sangat berperan pada masa bayi dan anak-anak yaitu masa dimana tumbuh kembang sedang terjadi pada diri seseorang [1,2].

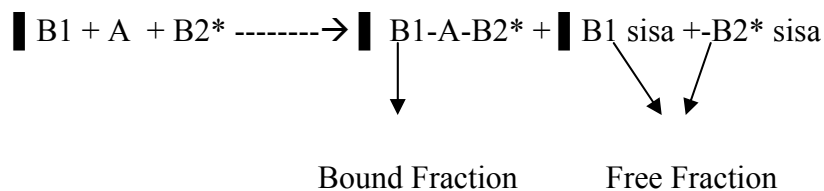
Hipotiroid kongenital di dapat 1: 2500 sampai 4000 bayi baru lahir dan merupakan salah satu penyebab gangguan pertumbuhan fisik maupun psikis dan bila tidak diobati secara dini akan menjadi kelainan yang menetap. Kelainan ini dapat berupa kretinism atau cebol yang disertai dengan gangguan keterbelakangan mental. Pengobatan dini pada kasus hipotiroid kongenital, sampai usia bayi mencapai 3 bulan, dapat meningkatkan nilai IQ diatas 85% pada saat anak sudah mencapai dewasa [3].

TSH adalah hormon yang terdiri dari glikoprotein yang diproduksi oleh kelenjar hipofise anterior, dan merupakan hormon primer yang bertanggung jawab untuk menstimulasi sintesa dan sekresi hormon-hormon tiroid antara lain T3 dan T4. Sekresi hormon TSH dipengaruhi oleh hormon *Thyrotropin Releasing Hormone* (TRH) yang diproduksi oleh kelenjar hipotalamus. Hormon TRH, TSH, T3 maupun T4 bekerja dalam suatu mekanisme umpan balik pada kelenjar hipotalamus, hipofise anterior dan kelenjar tiroid [2]. Pada keadaan kadar hormon T3 dan T4 yang meningkat maka akan terjadi mekanisme umpan balik secara negatif terhadap kelenjar hipotalamus dan hipofise sehingga akan menurunkan produksi dari hormon TRH dan TSH. Hal ini akan terjadi pada keadaan sebaliknya dimana kadar T3 dan T4 rendah maka akan terjadi mekanisme umpan balik positif terhadap kelenjar hipotalamus dan hipofise sehingga akan menaikkan produksi hormon TRH dan TSH [2].

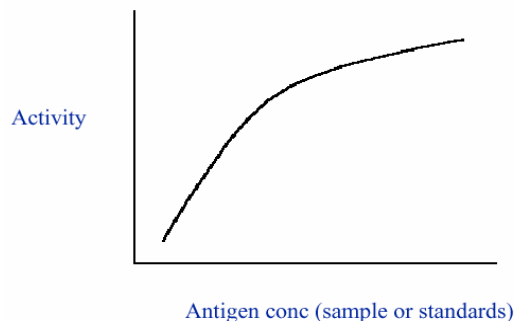
Pada saat ini telah dikembangkan teknik uji saring untuk hipotiroid kongenital yang bertujuan mendeteksi secara dini adanya kelainan bawaan tersebut. Uji saring yang

dilaksanakan dengan melakukan pemeriksaan hormon tiroid (Neonatal-TSH) dalam bentuk sampel bercak darah tali pusat pada kertas saring yang diambil pada saat bayi berusia 3- 7 hari atau sebelum meninggalkan rumah sakit. Apabila pada uji saring hasil pemeriksaan kadar Neonatal-TSH ditemukan dengan kadar tinggi > 23 µ IU /ml, maka penanganan lebih lanjut untuk konfirmasi adanya hipotiroid kongenital dengan melakukan pengobatan [3].

Prinsip pemeriksaan Neonatal-TSH dilakukan dengan teknik *Immunoradiometric assay* (IRMA) fasa padat satu step (*inclusive assay*) menggunakan sepasang antibodi monoklonal dan poliklonal. Anti- TSH poliklonal antibodi yang dilabel dengan I¹²⁵ radioaktif bersama anti-TSH antibodi monoklonal yang dilapis pada dinding bagian dalam tabung polipropilen, keduanya dalam jumlah berlebih bersama dengan antigen dalam bercak darah yaitu bercak darah standard dan bercak sample, bereaksi secara imunologik membentuk kompleks antigen antibodi (AB). Kedua antigen tersebut akan berikatan dengan antigen yang sama tapi pada epitop/ sisi yang berbeda [3,4,5].



(fraksi terikat) dipisahkan dengan (fraksi bebas) dengan cara pencucian menggunakan larutan buffer sebanyak dua kali dan dekantasi. Selanjutnya dilakukan pengukuran radioaktivitas fraksi (terikat) dengan *Gamma Counter*. Hubungan antara radioaktivitas fraksi (terikat) dengan konsentrasi TSH dalam bercak standar digambarkan dalam kurva standar. Kadar TSH dalam sampel yang diuji dapat diketahui dari gambar kurva standar yang sudah diketahui nilainya pada kertas grafik log-log.



Gambar 1. Kurva standar IRMA (Lin – Lin) [4,5]

Penelitian ini bertujuan untuk melakukan uji saring hipotiroid kongenital dengan memeriksa kadar Neonatal -TSH menggunakan teknik IRMA pada sampel bercak darah tali pusat bayi baru lahir yang diambil dari daerah endemik gondok di sekitar kota Malang. Kegiatan penelitian ini merupakan program IPTEKDA tahun 2004 kerjasama antara PTKMR dengan RS.Syaiful Anwar, Malang. Kota Malang dan sekitarnya adalah daerah endemik gondok. Data prevalensi gondok di kodya Malang pada 29 dari 57 desa dinyatakan endemik berat TGR (Tiroid Goiter Rate) > 30 % (Dinkes 2002), tetapi belum pernah dilakukan survei hipotiroid ibu hamil dan bayi baru lahir di daerah pusat endemik gondok [6,7].

TATA KERJA

Pengambilan sampel bercak darah bayi

Pengambilan sampel dilakukan pada 7 Puskesmas di daerah Malang. Sampel yang diperoleh dikirim ke Laboratorium RIA/IRMA PTKMR, untuk dilakukan pemeriksaan kadar hormon Neonatal-TSH menggunakan teknik IRMA dengan standar nilai normal adalah 0,3-23 μ IU/ml. Jumlah sampel yang berhasil dianalisis sebanyak 152. Kadar penilaian hormon Neonatal- TSH > 23,0 μ IU/ml dikategorikan sebagai hipotiroid kongenital.

Pemeriksaan kadar hormon Neonatal –TSH dari bercak darah

1. Pelaksanaan pemeriksaan kadar Neo – TSH

Siapkan 2 tabung plain untuk total, 8 tabung *Coated tube* untuk standard A sampai H dan 6 tabung *Coated tube* untuk control C1, C2, C3 serta beberapa tabung *Coated tube* untuk sample (sesuai dengan jumlah sample) yang akan ditentukan. Dimasukkan *disk* ukuran 3/16 inch untuk bercak darah standard, kontrol dan sampel ke masing – masing tabung yang telah disiapkan. Kemudian ditambahkan 200 ul *tracer* (Antigen bertanda radioaktif) kesemua tabung , vortex semua tabung kecuali total hingga disk terendam. Semua tabung goyang diatas shaker berkecepatan 200 stokes per menit pada temperature kamar selama 2 jam.

Inkubasi pada temperature kamar selama 18 jam. Dekantir hingga *disk* terbuang. Tambahkan 2.0 ml larutan *buffer* pencuci yang telah disiapkan. Biarkan selama 2 menit.

Dekantir, tambahkan 2,0 ml larutan *buffer* pencuci lagi, biarkan 2 menit, dekantir. Kemudian keringkan 2- 3 menit dengan posisi tabung terbalik sampai cairan yang menempel di dinding tabung benar – benar kering. Semua tabung dicacah selama 1 menit dengan *Gamma counter*, kemudian dilakukan perhitungan kadar Neonatal- TSH menggunakan kurva standar IRMA yang telah dibuat dengan berbagai konsentrasi pada kertas grafik log- log .

2. Penghitungan Hasil

Rerata cpm (*Count Permenit*) setiap pasangan tabung ditentukan net cpm, dengan rumus : Net cpm = (rerata cpm setiap pasangan tabung - rerata cpm NSB), persen bound dari setiap pasangan tabung, sebagai maksimum binding (MB) = 100% adalah net cpm dari tabung H. Plot persen *bound* standar B s/d G (arah vertial) terhadap konsentrasi (arah horizontal) pada kertas grafik *log-log*, dilakukan penarikan garis lurus dengan melakukan interpolasi persen *bound* pada grafik yang telah dibuat untuk menentukan konsentrasi sampel.

Parameter kontrol kualitas dihitung sebagai berikut sebagai berikut

$$- \quad T \quad = \quad \text{Total count (cpm)}$$

$$- \quad \%NSB = \frac{\text{Rerata cpm NSB} \times 100}{\text{Rerata cpm Total}}$$

$$\text{Persen NSB} < 5 \%$$

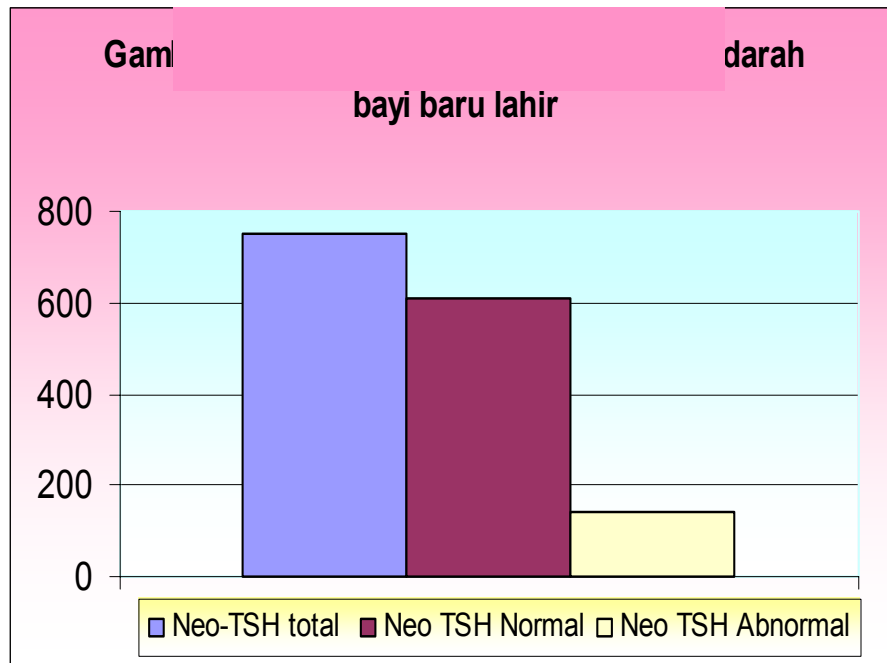
$$- \quad \% MB = \frac{\text{Net cpm standar H} \times 100}{\text{Rerata cpm Total}}$$

$$\text{Persen MB} > 70\%$$

Data yang diperoleh dibagi dalam dua kelompok yaitu dalam batas normal 0,3 –23 μ IU/ ml dikenal sebagai normo / eutiroid dan diatas > 23 μ IU/ ml dikenal sebagai hipotiroid kongenital. Data diolah dengan perolehan nilai mean (rerata), rentang, minimum, maksimum, SD (*standard deviation*) dan prosentase.

HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil pemeriksaan kadar hormon Neonatal-TSH dengan teknik IRMA dari bercak darah tali pusat bayi baru lahir pada kertas saring tertera pada Gambar 2, di bawah ini.



Gambar 2. Hasil nilai Neonatal-TSH dari bercak darah bayi baru lahir

Tabel 1. Hasil Neonatal-TSH dari bercak darah bayi baru lahir				
Total	Mean	8.993103448	8.10990991	28.6
	Minimum	1.4	1.4	28
	Maximum	30	23	30
	Range	28.6	21.6	2
	Std. Deviation	6.498624927	5.08541506	0.8944272

Telah dilakukan pemeriksaan kadar Neonatal- TSH dari bercak darah tali pusat sebanyak 152 sampel bercak darah bayi baru lahir pada uji saring hipotiroid kongenital. Dari seluruh sampel yang terkumpul didapat 152, 36 sampel (23.68%) tidak dapat dideteksi sehingga dieksklusikan (dikeluarkan). dikarenakan sampel yang didapat secara fisik tidak

memenuhi standar yang diharapkan (sample bercak darah rata dipermukaan lingkaran pada kertas saring yang telah ditentukan) sehingga nilai Neonatal – TSH banyak yang tidak terdeteksi. Sisa data yang diperoleh berjumlah 116 (76.32%) dengan perolehan rerata $8,99 \pm 6,50$ uIU/ml rentang 1,4 – 30,0 uIU/ml , sebanyak 111 (95,68%) termasuk dalam kriteria normo tiroid 0,3 – 23 uIU/ml rerata $8,36 \pm 5,4$ uIU/ml dengan rentang 1,4 – 23 uIU/ml. dan hanya 5 sampel (4,31%) dikategorikan sebagai hipotiroid kongenital dengan nilai Neonatal-TSH > 23,0 uIU/ml rerata $28,6 \pm 0,89$ uIU/ml dan rentang 28 – 30 uIU/ml

Dari hasil penelitian diperoleh rentang kasus abnormal dari nilai Neonatal -TSH 1.4-30 uIU/ml dibandingkan dengan nilai normal standard dengan rentang 0,3- 23 uIU/ml diperoleh perbedan rentang terendah hasil penelitian lebih tinggi dari nilai terendah standard dengan perbedaan 1,1 uIU/ml, sedangkan nilai rentang tertinggi terdapat perbedaan 7 uIU/ml. Hal ini dapat disebabkan banyak sampel yang tidak memenuhi syarat karena pada saat sampling dilaksanakan oleh bidan desa ,sedang yang telah mengikuti pelatihan sampling hanya tenaga medis dari Puskesmas , sehingga banyak sampel yang nilai neonatal-TSH tidak terdeteksi . Atau kemungkinan lain data yang diperoleh belum mencukupi karena perbandingan normal adalah 1 dalam 1500 -4000 didapat hipotiroid kongenital. Pada penelitian ini terhadap sampel bercak darah dari daerah Malang diperoleh data hipotiroid kongenital yang cukup besar dibandingkan populasi sampel yang diperoleh. Hal ini disebabkan karena lokasi pengambilan sampel telah diketahui sebagai daerah endemik .

KESIMPULAN

Dari 152 sampel bercak darah tali pusat yang berasal dari beberapa daerah kota Malang didapat hipotiroid kongenital 4,31%. Dengan perbedaan rentang sebesar 1.1- 7 uIU/ml. karena diperkirakan banyak sampel yang kurang memenuhi syarat. Data ini menunjukkan bahwa jumlah populasi cukup berarti untuk daerah endemik.

DAFTAR PUSTAKA

1. SEPAULDING. S.W and UTIGER. R.D the Thyroid : “ Physiology, Hyperthyroidism, Hypothyroidism and the Painful Thyroid” in Endocrinology and Metabolism, Felig P.et.al (ed), Mc Graw- Hill,1981.
2. SEMIARDJI. G. WASPADJI .S dan SUBEKT. I (editor) Penyakit Kelenjar Tiroid. Gejala Diagnosis dan Pengobatan. Balai Penerbit . Fakultas Kedokteran Universitas Indonesia .2003 (halaman 1,2, 14,21)
3. Prosedur pemeriksaan Neonatal –TSH IRMA, kit Coat- A- Count Neonatal –TSH IRMA Diagnostic Productts Corporation 5700 West 96th Street USA. 2003-11-04.
4. PILLAI. M.R.A and BHANDARKAR. S.D , Radioimmunoassay Principles and Practise, Third, Revised & Enlarge Edition, Isotop Division, Bhabha Atomic Reseach Centre, India 1988. (hal.73) (halaman 73 – 90)
5. REDIATNING. W, *Dasar – dasar RIA/IRMA (Immunoradiometric Assay) Diklat Operator Radioimmunoassay PPR – BATAN SERPONG th 1993 (halaman 8,9)*
6. MELYANI. *Laporan Pelaksanaan Kegiatan Program Pemanfaatan Hasil Litbang IPTEK Nuklir Bidang Kesehatan Di Daerah Malang , Jawa Timur 2004.*
7. MARDHANI. Y, KAWURJAN. S.L, *Hipotiroid Pada Bayi, Lab/SMF. Ilmu Kesehatan Anak FK.Unibraw/ RSUD.Dr.Saiful Anwar Malang.*

Tanya-Jawab :

1. Penanya : Muji Wiyono (PTKMR - BATAN)

Pertanyaan :

Apakah penyakit hipotiroid kongenital bisa diobati ?

Jawaban : Sri Insani (PTKMR – BATAN)

Hipotiroid Kongenital bisa diobati dengan deteksi secara dini atau lebih awal adanya kadar hormon tiroid yang abnormal (bayi berumur < 3 bulan) dan dilakukan pengobatan secara teratur , sesuai petunjuk dokter.

**PENENTUAN DOSIS SERAP BERKAS ELEKTRON ENERGI NOMINAL 4 MeV
DI DALAM FANTOM AIR
MENGUNAKAN DETEKTOR IONISASI KEPING SEJAJAR**

Agung Nugroho dan Nurman Rajagukguk
PTKMR – BATAN

ABSTRAK

PENENTUAN DOSIS SERAP BERKAS ELEKTRON ENERGI NOMINAL 4 MeV DI DALAM FANTOM AIR MENGGUNAKAN DETEKTOR IONISASI KEPING SEJAJAR. Telah dilakukan penentuan dosis serap berkas elektron dengan energi nominal 4 MeV dari pesawat pemercepat linier medik ELEKTA menggunakan detektor ionisasi keping sejajar Markus. Pengukuran persentase ionisasi di kedalaman dilakukan di dalam air menggunakan dosimeter PTW, pengukuran dosis serap dilakukan di dalam fantom air di kedalaman maksimum pada jarak sumber radiasi ke permukaan fantom 100 cm dengan lapangan radiasi yang dibentuk oleh 3 buah aplikator masing-masing berukuran 6 cm x 6 cm, 10 cm x 10 cm dan 14 cm x 14 cm. Perhitungan hasil pengukuran dilakukan menggunakan protokol INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY TRS 381. Hasil yang diperoleh menunjukkan laju dosis serap pada kedalaman maksimum adalah 160,55cGy/200 MU, 203,20 cGy/200MU, dan 226,74 cGy/200MU masing-masing untuk aplikator 6 cm x 6 cm, 10 cm x 10 cm dan 14 cm x 14 cm.

ABSTRACT

DETERMINATION OF ABSORBED DOSE TO WATER FOR A 4 MeV ELECTRON BEAM USING A PLANE PARALLEL IONIZATION CHAMBER INSIDE A WATER PHANTOM. This paper describes the absorbed dose determination for a 4 MeV electron beam from an ELEKTA linier accelerator machine using a Markus plane parallel ionization chamber. Percentage depth ionization has been carried out using a PTW dosemeter inside a water phantom. Absorbed dose determination has been done inside a water phantom in the maximum depth at source to surface distance of 100 cm and by placing of applicators of defined by 6 cm x 6 cm, 10 cm x 10 cm and 14 cm x 14 cm respectively. The results showed that the absorbed doses were 160.55 cGy/200 MU, 203.22 cGy/200MU and 226.74 cGy/200 MU for each applicator.

PENDAHULUAN

Untuk berkas elektron dengan energi rendah yaitu < 5 MeV, pengukuran keluaran berkas elektron dari suatu pesawat pemercepat linier medik harus dilakukan menggunakan detektor ionisasi keping sejajar (*plane parallel ionization chamber*), sedangkan untuk energi yang lebih besar dapat menggunakan detektor silindris [1].

Media yang direkomendasikan oleh protokol INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY untuk pengukuran keluaran adalah air namun dapat juga digunakan fantom padat dalam bentuk slab seperti polisterin, PMMA dan plastik tertentu yang ekuivalen dengan air tetapi pengukuran tersebut harus selalu mengacu ke air.[1]

Untuk terapi pasien penderita penyakit tumor/kanker Rumah Sakit dr Hasan Sadikin menggunakan pesawat pemercepat linier medik ELEKTA buatan Inggris dan Pesawat ^{60}Co Xinhua buatan Cina. Pesawat pemercepat linier medik Elekta tersebut dapat memancarkan berkas foton 6 dan 10 MV dan berkas elektron dengan energi nominal 4, 6 , 8, 10, 12 dan 15 MeV. Untuk berkas elektron pesawat ELEKTA ini dilengkapi dengan 4 buah aplikator masing-masing ukuran 6 cm x 6 cm, 10 cm x 10 cm, 14 cm x 14 cm dan 20 cm x 20 cm.

Makalah ini akan menguraikan penentuan dosis serap berkas elektron dengan energi nominal 4 MeV menggunakan detektor ionisasi keping sejajar Markus yang dilakukan di dalam fantom air.

TEORI

Energi Berkas Elektron

Parameter dosimetri yang sangat penting dalam berkas foton dan elektron energi tinggi adalah energi berkas radiasi, karena beberapa faktor koreksi yang diperlukan dalam penentuan dosis serap bergantung pada energi berkas tersebut. Untuk berkas elektron dari suatu pesawat pemercepat linier medik metoda penentuan energi yang sering digunakan adalah mengukur jangkauan praktis berkas elektron (R_p). Energi yang dihitung dari jangkauan praktis berkas elektron sangat erat kaitannya dengan energi yang paling mungkin (*the most probable energy*) dari elektron pada permukaan fantom ($E_{p,o}$). Untuk menghitung ($E_{p,o}$) dapat digunakan rumus berikut [2]:

$$E_{p,o} = 1,95 R_p + 0,48 \quad (3 \text{ MeV} \leq E_{p,o} \leq 25 \text{ MeV}) \dots\dots\dots(1)$$

dan

$$E_{p,o} = 0,22 + 1,98 R_p + 0,0025 R_p^2 \quad (1 \text{ MeV} \leq E_{p,o} \leq 50 \text{ MeV}) \dots\dots\dots(2)$$

Metode penentuan energi yang lain adalah menggunakan harga kedalaman paro (*half-value depth*), R_{50} , dengan R_{50} adalah kedalaman pada dosis serap 50 %.

Hubungan antara energi rata-rata di permukaan fantom, E_o dengan R_{50} ditunjukkan oleh persamaan berikut [3].

$$\bar{E}_o = 2,33 R_{50} \dots\dots\dots(3)$$

Energi berkas radiasi yang lain adalah energi rata-rata di kedalaman z , E_z yang dapat diperoleh melalui persamaan berikut [3] :

$$\bar{E}_z = E_o (1 - z/ R_p)$$

Persamaan ini hanya berlaku untuk E_o kurang dari 10 MeV atau untuk kedalaman kecil pada energi lebih tinggi.....(4)

Pada pengukuran kurva persentase ionisasi di kedalaman menggunakan dosimeter yang berbasis komputer seperti dosimeter Welhofer, maka harga R_p, R_{50}, E_o dan $E_{p,o}$ tersebut di atas dapat langsung diperoleh [4].

METODA

Penentuan dosis serap berkas elektron energi nominal 4 MeV dilakukan di dalam fantom air menggunakan detektor ionisasi keping sejajar Markus yang dirangkaikan dengan elektrometer Farmer [5,6]. Detektor dan elektrometer tersebut dapat dilihat pada Gambar 1 dan 2. Pengukuran dilakukan pada kedalaman maksimum, d_{mak} yang diperoleh dari kurva persentase ionisasi di kedalaman yang diukur dengan dosimeter PTW.

Untuk mendapatkan dosis serap di air pada kedalaman pengukuran maka digunakan persamaan berikut [1] :

$$D_w(z) = M^{pp} .N_{D,W,Co} \frac{(S_{w,air})_Q}{(S_{w,air})_{Co}} \frac{P_Q}{P_{Wall,Co}} \dots\dots\dots(5)$$

dengan

$D_w(z)$: dosis serap di air pada kedalaman pengukuran (cGy)

M^{pp} : bacaan dosimeter di air (nC), yang dikoreksi dengan besaran yang mempengaruhi (H, T, P)

- $N_{D,w,Co}$: faktor kalibrasi dosis serap air untuk berkas $^{60}Co = 55,45 \text{ mGy/nC}$
 $(S_{w,air})_Q$: nisbah daya henti masa air terhadap udara .
 $(S_{w,air})_{Co}$: nisbah daya henti masa air terhadap udara untuk berkas $^{60}Co = 1,133 [3]$
 P_Q : faktor pertubasi, elektron)
 $p_{wall,Co}$: faktor pertubasi untuk berkas ^{60}Co

PERALATAN DAN TATA KERJA

Peralatan

Pesawat pemercepat linier medik ELEKTA nomor seri 5991. Dosimeter PTW Freiburg dengan detektor Semiflex Ionization Chamber 0,125 cc. Dosimeter Farmer tipe 2570IB # 1319 dengan detektor keping sejajar tipe Markus 23343. Fantom air . Barometer dan thermometer



Gambar 1. Detektor ionisasi keping sejajar Markus tipe 23343 yang digunakan untuk pengukuran berkas elektron energi $\leq 5 \text{ MeV}$

TATA KERJA

Pengukuran Persentase Ionisasi di Kedalaman Berkas Elektron

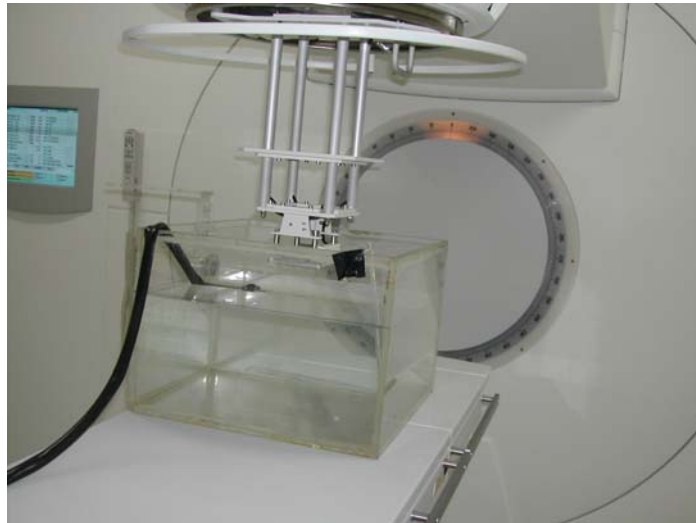
Pertama dilakukan pengukuran persentase ionisasi di kedalaman berkas elektron 4 MeV. Pengukuran dilakukan di dalam fantom air pada jarak sumber radiasi ke permukaan air 100 cm dan luas lapangan radiasi yang bervariasi sesuai dengan ukuran aplikator yang tersedia. Dari kurva persentase ionisasi di kedalaman ini akan diperoleh parameter dosimetri kualitas radiasi berkas tersebut. Selanjutnya digunakan untuk mendapatkan kedalaman pengukuran dan beberapa nilai faktor koreksi yang diperlukan untuk perhitungan dosis serap pada persamaan 5, yaitu : $(S_{w,air})_Q$, P_Q dan $p_{wall,Co}$.



Gambar 2. Elektrometer Farmer yang digunakan sebagai alat baca detektor ionisasi keping sejajar Markus tipe 23343.

Pengukuran Dosis Serap Berkas Elektron

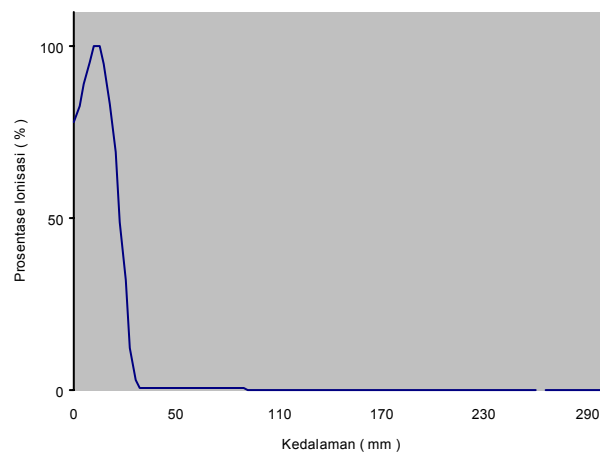
Dari kurva persentase ionisasi di kedalaman akan diperoleh kedalaman maksimum. R_{100} . Dengan menggunakan persamaan 5, maka akan diperoleh kedalaman pengukuran di dalam fantom air dengan jarak sumber radiasi ke permukaan fantom 100 cm dan lapangan radiasi yang sesuai dengan masing-masing aplikator seperti terlihat pada Gambar 3. Pada pengukuran dosis serap pesawat ELEKTA, dosis yang dipancarkan diatur untuk 200 MU.



Gambar 3. Susunan peralatan pada pengukuran dosis serap berkas elektron energi nominal 4 MeV dan pesawat pemercepat linier medik ELEKTA menggunakan fantom air. Kedalaman detektor adalah 0,8 cm dengan jarak sumber radiasi ke permukaan fantom air = 100 cm dengan aplikator 10 cm x 10 cm.

HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil pengukuran persentase ionisasi di kedalaman berkas elektron energi nominal 4 MeV menggunakan aplikator 6 cm x 6 cm dapat dilihat pada Gambar 4.



Gambar 4. Persentase ionisasi di kedalaman berkas elektron energi nominal 4 MeV dari pesawat pemercepat linier medik ELEKTA pada jarak sumber radiasi ke permukaan air 100 cm menggunakan aplikator 6 cm x 6 cm

Dari kurva pada Gambar 4, maka dengan perhitungan yang dilakukan komputer yang terdapat pada dosimeter PTW akan diperoleh energi rata-rata di permukaan air, E_p , energi yang paling mungkin, $E_{p,0}$, kedalaman maksimum, R_{100} dan kedalaman ionisasi mencapai 50 %, R_{50} serta rentang praktis elektron, R_p . seperti yang terdapat pada Tabel 1. Data parameter dosimetri untuk aplikator yang lain dapat dilihat pada tabel yang sama.

Tabel 1. Parameter dosimetri berkas elektron energi nominal 4 MeV pada jarak sumber radiasi ke permukaan air 100 cm untuk beberapa ukuran aplikator

Aplikator cm x cm	R_{100} mm	R_{50} mm	R_p mm	E_0 MeV	E_{p0} MeV
6 x 6	8,0	17,91	23,28	4,17	4,84
10 x 10	8,0	17,56	23,13	4,09	4,81
14 x 14	8,0	17,70	23,22	4,12	4,83

Dari nilai parameter dosimetri pada Tabel 1, dapat diperoleh faktor koreksi $p_{wall,Co}$, $(S_{w,air})_Q$, dan P_Q , yang datanya dapat dilihat pada Tabel 2.

Tabel 2. Beberapa faktor koreksi yang diperlukan dalam perhitungan dosis serap

$(S_{w,air})_Q$	$(S_{w,air})_{Co}$	P_Q	$P_{wall,Co}$
1,089	1,133*	0,9805	1,009

Selanjutnya dari hasil pengukuran ionisasi, M^{pp} pada kedalaman maksimum, R_{100} , maka dengan menggunakan persamaan 5, dapat diperoleh dosis serap radiasi maksimum berkas elektron yang hasilnya ditampilkan pada Tabel 3.

Tabel 3. Dosis serap berkas elektron energi nominal 4 MeV untuk 3 jenis Aplikator yang digunakan

Aplikator cm x cm	D_{mak} cGy/200 MU
6 x 6	160,55
10 x 10	203,22
14 x 14	226,74

Dari Tabel 3. dapat dilihat bahwa untuk aplikator 10 cm x 10 cm yang dijadikan acuan dalam pengukuran keluaran pesawat pemercepat linier medik diperoleh dosis serap radiasi maksimum berkas elektron 203,22 cGy/200 MU. Artinya faktor kalibrasi monitor unit pesawat ini adalah 1,015 cGy/MU.

Dari Tabel 3. dapat dilihat bahwa semakin besar ukuran aplikator , maka semakin besar pula dosis serapnya.

KESIMPULAN

Dari hasil dan pembahasan tersebut di atas dapat disimpulkan bahwa :

- Hasil yang diperoleh sudah sesuai karena pengaturan tampilan monitor unit mendekati bacaan sebenarnya.
- Data ini dapat digunakan untuk penyinaran pasien dan sebagai data acuan untuk program kendali mutu.

DAFTAR PUSTAKA

1. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Use of Plane Parallel Ionization Chamber in High Energy Electron and Photon Beams, an International Code of Practice for Dosimetry, IAEA, Vienna, 1997.
2. BRITISH JOURNAL OF RADIOLOGY SUPPLEMENT NO. 25, Central Axis Depth Dose Data for Use in Radiotherapy : 1996, British Institute of Radiology, London, 1996.
3. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Absorbed Dose determination in Photon and Electron Beams, TRS No.277, IAEA, Vienna, 1987.

4. WELLHOFER DOSIMETRIE, User Manual for Beam Analysis for radiotherapy Machines.
5. INSTRUCTION MANUAL FOR MARCUS-CHAMBER TYPE 23343, PTW Freiburg
6. INTRUCTION MANUAL FOR 2570A AND 2570B FARMER DOSIMETER, NE Limited, England, 1984.

PEMBUATAN RADIOISOTOP GADOLINIUM-153 DENGAN SASARAN Gd_2O_3 MELALUI REAKSI AKTIVASI NEUTRON

Hotman Lubis, Herlina, Sriyono dan Abidin
PRR - BATAN

ABSTRAK

PEMBUATAN RADIOISOTOP GADOLINIUM-153 DENGAN SASARAN Gd_2O_3 MELALUI REAKSI AKTIVASI NEUTRON. Telah dilakukan tiga kali irradiasi Gadolinium alam di “*Central Irradiation Position*” (CIP) reaktor G.A. Siwabessy PRSG-BATAN. Proses ini bertujuan untuk membuat Gadolinium-153 dan mengetahui pengotor radionuklida yang menyertainya. Dari tiga kali irradiasi selama 10 hari pada daya 15 MW diperoleh hasil ^{153}Gd dengan radioaktivitas sebesar 0,188, 0,140 dan 0,138 GBq pada saat akhir irradiasi (EOI). Pengotor yang turut dihasilkan berupa ^{159}Gd dan ^{161}Tb dan pengotor radionuklida tersebut tidak teramati setelah peluruhan 21 hari.

Kata kunci: Gadolinium-153, teknologi produksi, gadolinium alam

ABSTRACT

PREPARATION OF GADOLINIUM - 153 RADIOISOTOPE USING Gd_2O_3 TARGET BY NEUTRON ACTIVATION REACTION. Natural Gadolinium was irradiated three times at “*Central Irradiation Position*” (CIP) of G.A. Siwabessy Reactor PRSG-BATAN. The objectives of the irradiation process to obtain the Gadolinium -153 and to know the radionuclide impurities produced in this process. The targets were irradiated three times for 10 days at the 15 Mega Watt (MW) and the ^{153}Gd radioactivities were 0.188, 0.140 and 0.138 GBq at the end of irradiation (EOI). The impurities produced were ^{159}Gd and ^{161}Tb and they were not detected (ND) after 21 days decayed.

Key words: Gadolinium-153, production technology, natural gadolinium.

PENDAHULUAN

Pada dekade terakhir ini Gadolinium dalam bentuk senyawa bertanda Gd-DTPA telah banyak digunakan untuk senyawa kontras MRI (*Magnetic Resonance Imaging*). Senyawa tersebut digunakan untuk memperjelas gambaran atau citra (*image*) dari organ/jaringan yang sukar dibedakan melalui teknik pencitraan MRI. Khususnya pada jaringan lunak system syaraf pusat, hati, payudara, sistem kardiovaskular dan paru [1,2].

Gadolinium mempunyai sifat paramagnetik dan tampang lintang yang sangat besar sehingga dapat menyerap neutron sangat besar dimana hal ini merupakan persyarat penting untuk senyawa kontras. Gd – 153 merupakan radioisotop EC (*Electron Capture*) 100% dan pemancar sinar gamma yang mempunyai energi 0,0697 MeV, 0,0974 MeV dan 0,103 MeV dengan intensitas masing - masing sebesar 2,4%, 30% dan 21%. Waktu paro ^{153}Gd cukup panjang yaitu $t_{1/2} = 241,6$ hari. Radioisotop ^{153}Gd dapat dibuat melalui reaksi aktivasi neutron dari sasaran ^{152}Gd dengan reaksi $^{152}\text{Gd}(n,\gamma)^{153}\text{Gd}$. Reaksi ini memiliki tampang lintang reaksi (σ) 1100 barn, dan kelimpahan isotop ^{152}Gd di alam sebesar 0,2%. Isotop lain yang ada didalam Gadolinium alam berupa ^{154}Gd , ^{155}Gd , ^{156}Gd , ^{157}Gd , ^{158}Gd dan ^{160}Gd [1,3,4].

Penggunaan ^{153}Gd yang ditandai dengan DTPA telah lama dikembangkan dan di Amerika di *approved* FDA sejak tahun 1988 dengan nama dagang "Magnevist" [1]. Pada penelitian ini telah dilakukan penyiapan target Gadolinium alam, irradiasi target sasaran pada daya 15 MW selama 10 hari di posisi "Central Irradiation Position" (CIP) reaktor G.A. Siwabessy PRSG - Batan, serta proses pelarutan dan pengukuran radionuklida. Diharapkan dari penelitian ini akan diketahui parameter-parameter yang perlu diperhatikan pada proses pembuatan radioisotop Gd-153.

TATA KERJA

Bahan

Sasaran Gadolinium (III) Oxide (Gd_2O_3 99,99%) diperoleh dari Aldrich dan semua pereaksi yang digunakan adalah pro analisis diperoleh dari Merck. Untuk mengukur radioaktivitas Gd-153 digunakan Radioisotope Calibrator Model CRC R-7 (Capintec). Pemeriksaan radionuklida menggunakan perangkat analisator saluran ganda yang dilengkapi dengan Detektor Canberra HPGE, Detektor model GC 1520. *Pre amp* Model 2002 CSI, Bias voltage (+) 3000 V , *Power Supply* Model 1000 Canberra dan *Amplifier* Canberra Model 2026. Elektroforesis yang terdiri dari *power supply* (Fisher) dan Chamber dan detektor NaI (TI).

Preparasi Sasaran dan Irradiasi Sasaran

Sebanyak 100 mg Gd_2O_3 dimasukkan ke dalam gelas kuarsa kemudian ditutup dengan cara pengelasan. Tabung kuarsa dimasukkan kedalam kontiner aluminium (*inner capsule*) dan ditutup dengan cara pengelasan. *Inner kapsul* diuji kebocorannya dengan menggunakan *bubble test* pada tekanan -30 mHg. *Inner kapsul* yang tidak bocor dimasukkan ke dalam *outer kapsul* kemudian ditutup dan selanjutnya dikirim ke reaktor untuk diirradiasi.

Irradiasi sasaran Gd_2O_3 dilakukan sebanyak 3 kali dengan berat sasaran 100 mg untuk setiap kali irradiasi pada daya 15 MW dan lama irradiasi 10 hari di posisi "*Central Irradiation Position*" (*CIP*) reaktor G.A. Siwabessy PRSG - Batan.

Pelarutan sasaran dan Pengukuran radionuklida

Sasaran Gd_2O_3 alam yang telah diirradiasi dilarutkan dengan 10 ml HCl 1N kemudian larutan tersebut dimasukkan ke dalam vial lalu diukur radioaktivitasnya dengan menggunakan Capintec pada dial 10,1. Untuk pengukuran radionuklida dilakukan dengan mengencerkan 20 μ l larutan $GdCl_3$ bulk menjadi 10 ml kemudian larutannya diambil sebanyak 5 μ l dan diteteskan pada kertas Whatman selanjutnya dikeringkan pada suhu kamar. Setelah kering dimasukkan dalam plastik dan dicacah dengan alat Spektrometer γ selama 300 detik

Pengukuran Kemurnian Keradioaktifan

Kemurnian radiokimia ditentukan dengan teknik elektroforesis menggunakan kertas Whatman sebagai fase diam dan larutan buffer acetat 0,1N (pH 5) sebagai fase gerak, waktu elektroforesis kurang lebih 90 menit dengan menggunakan tegangan sebesar 200 Volt. Selanjutnya kertas elektroforesis dikeringkan dan dicacah dengan menggunakan perangkat *gamma counter*.

HASIL DAN PEMBAHASAN

Telah dilakukan tiga kali irradiasi sasaran Gd_2O_3 alam sebanyak 100 mg untuk setiap kali irradiasi dengan lama irradiasi 10 hari pada daya 15 MW di posisi "*Central*

Irradiation Position” (CIP) reaktor G.A. Swabessy PRSG-BATAN. Radioaktivitas ¹⁵³Gd yang dihasilkan pada saat akhir irradiasi (EOI) ditunjukkan pada Tabel 1.

Tabel 1. Radioaktivitas ¹⁵³Gd yang diperoleh dari irradiasi di CIP reaktor GA Siwabessy saat akhir irradiasi (EOI)

	Irradiasi 1	Irradiasi 2	Irradiasi 3
Berat Sasaran (mg)	100	100	100
Lama Irradiasi (hari)	10	10	10
Radioaktivitas ¹⁵³ Gd (GBq)	0,188	0,140	0,138
Radioaktivitas jenis (GBq/mg Gd)	0,0043	0,0033	0,003

Pada Tabel 1 di atas ditunjukkan juga besarnya radioaktivitas jenis yang diperoleh. Radioaktivitas jenis merupakan besarnya radioaktivitas yang dihasilkan tiap satuan berat Gadolinium. Dari hasil irradiasi pada Tabel 1 di atas diketahui bahwa dalam proses pembuatan ¹⁵³Gd diperoleh ¹⁵³Gd dengan radioaktivitas jenis yang kecil yaitu sebesar 0,0043, 0,0033 dan 0,0033 GBq/mgGd [3]. Besarnya radioaktivitas jenis ini masih dapat dinaikkan dengan memperpanjang waktu irradiasi disamping dengan meningkatkan besarnya kandungan ¹⁵²Gd di dalam target (menggunakan sasaran Gd-153 yang diperkaya).

Pemeriksaan pengotor radionuklida yang turut dihasilkan telah dilakukan dengan menggunakan spektrometer gamma. Hasil pengukuran tersebut ditunjukkan pada Tabel 2. Pengukuran ini dilakukan tujuh hari setelah EOI. Pada Tabel 2 ditunjukkan puncak-puncak energi yang didapat beserta besarnya area untuk masing-masing puncak.

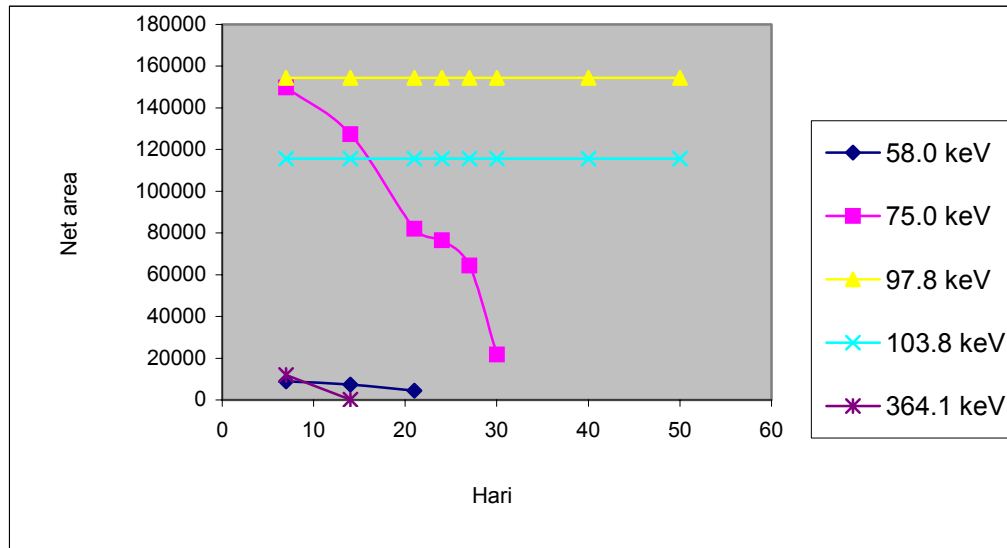
Tabel 2. Energi puncak dan area hasil pengukuran menggunakan spektrometer gamma

No	Energi (keV)	Jenis radionuklida	Area pada irradiasi 1	Area pada irradiasi 2	Area pada irradiasi 3
1	58	¹⁵⁹ Gd	20415	8894	12620
2	75,2	¹⁶¹ Tb	367335	149765	214158
3	98	¹⁵³ Gd	197313	154444	123102
4	103,9	¹⁵³ Gd	162444	117388	94327
5	364,1	¹⁵⁹ Gd	11885	2259	2859

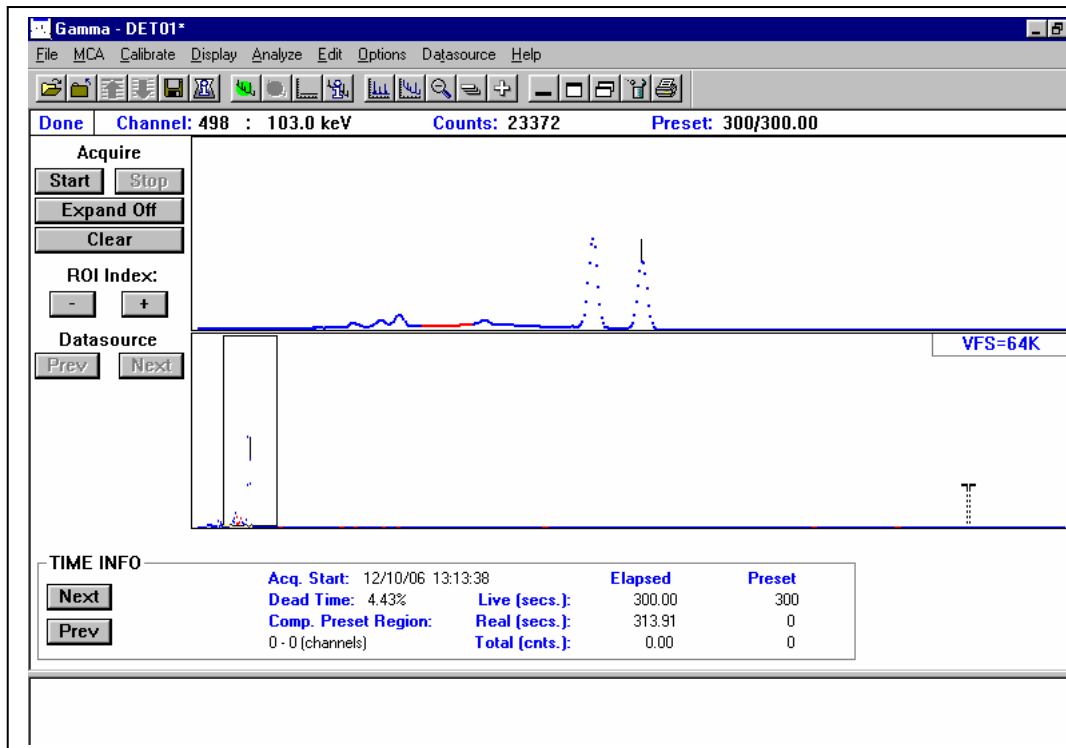
Puncak-puncak energi yang didapatkan pada irradiasi pertama sama dengan yang diperoleh pada irradiasi ke dua dan ketiga. Hasil ini menunjukkan adanya pengulangan hasil yang baik dari tiga kali irradiasi. Puncak energi pada 98 keV dan 103,9 keV dari hasil irradiasi memperlihatkan adanya ^{153}Gd . Dari referensi diketahui ^{153}Gd memancarkan energi gamma pada energi 69,7 keV, 97,4 keV dan 103 keV sehingga dengan terdeteksinya 2 puncak energi ini dapat dikatakan ^{153}Gd terbentuk dengan menggunakan sasaran ^{152}Gd dari Gd_2O_3 alam [4].

Dari hasil pengukuran spektrometer gamma pada Tabel 2. ditemukan juga puncak energi 58 keV dan 364,1 keV dimana puncak energi 58 keV dan 364,1 keV merupakan energi yang dipancarkan oleh radioisotop ^{159}Gd yang memiliki waktu paro 18,6 jam. Sedangkan puncak energi 75,2 keV merupakan energi yang dipancarkan oleh radioisotop ^{161}Tb sebagai hasil peluruhan dari ^{161}Gd dengan memancarkan radiasi beta yang memiliki waktu paro 6,9 hari. Radioisotop ^{159}Gd yang merupakan radionuklida pengotor memancarkan radiasi gamma pada energi 58 keV dan 364 keV dengan intensitas 2,1% dan 10%. Radioisotop ini dihasilkan dari isotop ^{158}Gd yang terkandung pada sasaran dengan kelimpahan 24,8% melalui reaksi penangkapan neutron. Radioisotop Terbium -161 yang merupakan radionuklida pengotor memancarkan radiasi gamma pada energi 75,2 keV dengan intensitas 10% . Radioisotop ini dihasilkan dari isotop ^{160}Gd yang terkandung pada sasaran dengan kelimpahan 21,8% melalui reaksi penangkapan neutron.

Pengotor radionuklida tidak terdeteksi lagi sejalan dengan peluruhan karena pengotor tersebut waktu paronya jauh lebih pendek sehingga meluruh jauh lebih cepat dibandingkan dengan ^{153}Gd . Pengukuran radionuklida setelah peluruhan 21 hari ^{159}Gd dan ^{161}Tb tidak teramati lagi sebagaimana terlihat pada Gambar 1 dan Gambar 2.

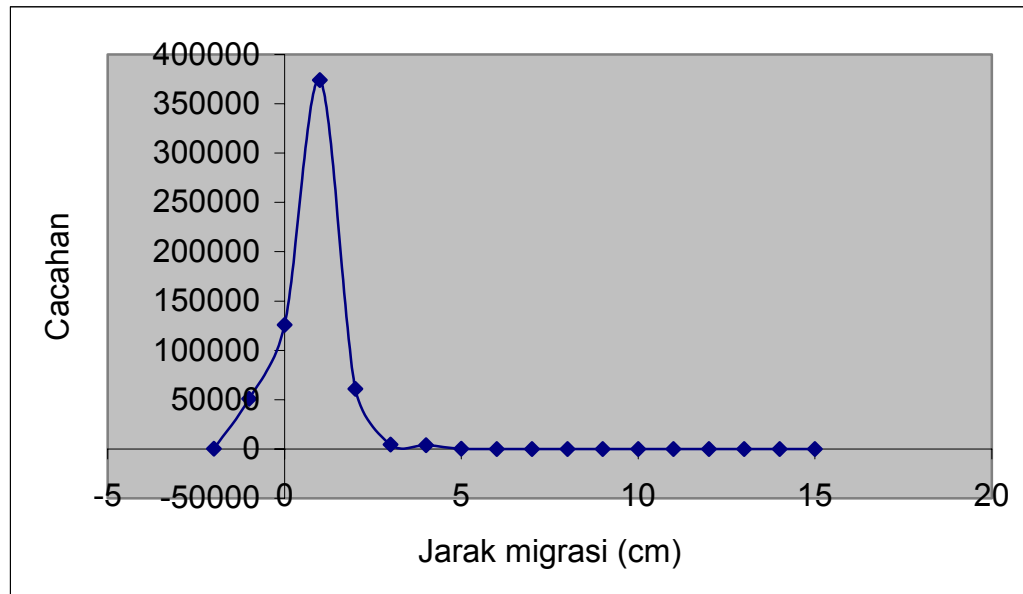


Gambar 1. Pengukuran Gd-153 setelah peluruhan 7 hari



Gambar 2. Spektrum γ Gadolinium -153 setelah peluruhan 21 hari

Setelah diluruhkan 21 hari dilakukan pengujian kemurnian radiokimia yang hasilnya menunjukkan kemurnian $GdCl_3$ seperti ditunjukkan pada Gambar 3.



Gambar 3. Elektroforesa $GdCl_3$

KESIMPULAN

Dari pembuatan ^{153}Gd melalui aktivasi neutron dengan menggunakan sasaran Gadolinium alam di posisi “*Central Irradiation Position*” (CIP) reaktor G. A. Swabessy PRSG-BATAN diperoleh hasil sebagai berikut :

1. Radioaktivitas ^{153}Gd yang dihasilkan pada saat akhir irradiasi (EOI) sebesar 0,188 GBq, 0,140 GBq dan 0,138 GBq untuk sasaran Gd_2O_3 alam sebanyak 100 mg pada daya 15 MW selama 10 hari di posisi “*Central Irradiation Position*” (CIP) reaktor G.A. Swabessy PRSG-BATAN
2. Pengotor ^{159}Gd dan ^{161}Tb yang turut dihasilkan akan meluruh dan tidak akan terdeteksi setelah peluruhan 21 hari

DAFTAR PUSTAKA

1. Volkov A., Contrast Agent in MRI, <http://www.cc.utah.edu/avba51/mrl.html>.
2. MRI Contrast Agent, <http://www.macrocyclics.com/dar/MRIContrastAgent/html>
3. IAEA – TECDOC - 1340, " Manual Reactor Produced Radioisotop" , IAEA , Jauary 2003, (62)
4. JAPAN RADIOISOTOPE ASSOCIATION, Note Book of Radioisotope, Maruzen (1990).

**PENGUKURAN PARAMETER DOSIMETRI PESAWAT TELETERAPI ^{60}Co
ALCYON II P1/ 213A311**

Dani
PTKMR - BATAN

ABSTRAK

PENGUKURAN PARAMETER DOSIMETRI PESAWAT TELETERAPI ^{60}Co ALCYON II P1/ 213A311. Telah dilakukan pengukuran parameter dosimetri pesawat teleterapi ^{60}Co Alcyon II nomor seri P1/213A311 yang akan digunakan sebagai masukan untuk sistem perencanaan perlakuan radioterapi yang berbasis komputer. Parameter-parameter dosimetri yang akan diukur adalah nilai laju dosis serap acuan, faktor keluaran, nilai transmisi dan kurva transmisi baji kompensator (wedge) serta faktor koreksi tray. Pengukuran laju dosis serap acuan dilakukan di dalam fantom air dengan jarak sumber ke permukaan fantom (SSD) 80 cm, luas lapangan 10 cm x 10 cm dan kedalaman pengukuran 5 cm. Sedangkan pengukuran yang lainnya diukur di udara pada jarak sumber ke detector ,SDD, 80- cm dan berbagai luas lapangan radiasi. Pengukuran dilakukan dengan detektor volume 0,6 cc tipe NE 2581 yang dirangkaikan dengan elektrometer Farmer tipe NE 2570 A. Hasil yang diperoleh menunjukkan bahwa nilai dosis serap acuan adalah $(81,41 \pm 0,52)$ cGy/menit, nilai transmisi baji kompensator adalah $(0,711 \pm 0,01)$, $(0,585 \pm 0,01)$, dan $(0,414 \pm 0,01)$ masing-masing untuk baji kompensator dengan sudut 30° , 45° dan 60° dengan luas lapangan 10 cm x 15 cm. Sedangkan faktor koreksi tray adalah $(0,937 \pm 0,01)$.

ABSTRACT

DOSIMETRIC PARAMETERS MEASUREMENT OF ALCYON II P1/ 213A311 ^{60}Co TELETERAPY UNIT . The measurement of dosimetric parameters of an Alcyon II P1 serial number 213A311 ^{60}Co teletherapy unit had been carried out. Dosimetric parameters measured were the reference absorbed dose rate, the output factor, the transmission rate and the transmission curve of the wedge filter and the tray correction factor. The absorbed dose measurement was carried out inside a water phantom at the source to the surface distance (SSD) of 80 cm, a field size of 10 cm x 10 cm and 5 cm depth. Meanwhile, the other parameters were measured in air at the source to the detector distance (SDD) of 80 cm and some different field sizes. The measurement was carried out by using an ionization chamber with the type of NE 2581 having 0,6 cc volume connected to Farmer electrometer with the type of NE 2570A . The results obtained showed that the reference absorbed dose rate was (81.41 ± 0.52) cGy/minute, the transmission rate of the wedge filter with the field size of 10 cm x 15 cm were (0.711 ± 0.01) , (0.585 ± 0.01) , and (0.414 ± 0.01) each for the 30° , 45° and 60° wedges. The tray correction factor was (0.937 ± 0.01) .

PENDAHULUAN

Berkas radiasi yang paling efektif digunakan untuk terapi tumor (kanker) yang letaknya di dalam tubuh adalah radiasi yang berasal dari berkas radiasi foton atau sinar X yang mempunyai energi dan daya tembus sangat tinggi[1].ICRU merekomendasikan bahwa dosis yang diberikan pada volume target memerlukan ketelitian dengan ketidakpastian hanya $\pm 5\%$ [2]. Dengan mempertimbangkan bahwa prosedur radioterapi meliputi beberapa tahapan maka setiap tahapan diusahakan memiliki ketelitian dengan ketidakpastian lebih kecil $\pm 3\%$ untuk memperoleh seluruh ketidakpastian sebesar $\pm 5\%$ [3],

Salah satu tahapan dalam prosedur radioterapi adalah perhitungan dosis serap radiasi yang akan diberikan pada pasien ketika sumber radiasi itu digunakan. Prosedur radioterapi yang dilakukan dengan mengacu pada publikasi IAEA (International Atomic Energy Agency) Technical Report Series No. 277 yang memberikan petunjuk atau prosedur tentang dosimetri radioterapi (termasuk berkas sinar gamma ^{60}Co). Di dalam publikasi IAEA tersebut juga diuraikan pengaruh kondisi lingkungan (tekanan dan suhu udara ruangan) dan faktor-faktor lain yang diperlukan untuk penentuan dosis serap radiasi[4].

Pesawat terapi ^{60}Co Alcyon II nomor seri P1 / 213A311 adalah pesawat terapi yang digunakan oleh rumah sakit dr. Cipto Mangunkusumo untuk menyinari penderita kanker. Pesawat ini dilengkapi dengan tiga buah baji kompensator dengan sudut 30° , 45° dan 60° dengan lapangan radiasi 10 cm x 15 cm. Baji kompensator ini digunakan untuk mendapatkan garis isodosis dengan kemiringan tertentu pada salah satu arah dengan sudut tertentu[5]. Hal ini untuk mempertimbangkan adanya volume target atau permukaan jaringan yang tidak rata.

Salah satu parameter dosimetri dari baji kompensator ini adalah kurva transmisi baji kompensator yang menggambarkan variasi laju dosis di titik-titik pada bidang yang sama yang disebabkan penggunaan baji kompensator tersebut[6]. Parameter ini merupakan salah satu data masukan pada program perencanaan perlakuan radioterapi "ISIS" yang akan digunakan oleh rumah sakit dr. Cipto Mangunkusumo. Dengan adanya data masukan ini maka komputer dapat melakukan perhitungan dosis pada titik-titik yang diinginkan [6]. Data dosimetri lainnya antara lain meliputi : nilai dosis serap acuan, nilai faktor keluaran, dan nilai laju dosis serap yang disebabkan oleh faktor tray.

Makalah ini akan menguraikan pengukuran parameter dosimetri dari pesawat terapi ⁶⁰Co Alcyon II nomor seri P1 /213A311 milik rumah sakit dr. Cipto Mangunkusumo, Jakarta untuk dipakai sebagai data masukan dari sistem perencanaan perlakuan radioterapi “ISIS”.

TATA KERJA

Pengukuran Laju Dosis Serap Acuan

Pengukuran dosis serap air dari sumber radiasi ⁶⁰Co dilakukan di dalam fantom air pada kedalaman 5 cm dengan jarak permukaan fantom ke sumber radiasi, SSD = 80 cm dan luas lapangan radiasi, FS = 10 x 10 cm². Pengukuran dilakukan dengan detektor kamar ionisasi volume 0,6 cc model NE 2581 yang dirangkaikan dengan elektrometer Farmer tipe 2570 A. Data temperatur dan tekanan udara dimasukkan ke dalam elektrometer sehingga bacaan yang diperoleh sudah terkoreksi terhadap temperatur dan tekanan udara. LLaju dosis serap air pada kedalaman 5 cm dapat dihitung dnegan persamaan berikut:

$${}_5D_w = M_5 \cdot N_D \cdot S_{w,air} \cdot P_s \cdot P_u \cdot P_{repl} \dots\dots\dots(1)$$

dengan :

- ${}_5D_w$: dosis serap pada kedalaman 5 cm (cGy)
- M_5 : bacaan dosimeter terkoreksi temperatur, tekanan pada kedalaman 5 cm (digit)
- N_D : faktor kalibrasi dosis serap rongga udara detektor
- $S_{w,air}$: nisbah daya henti masa air terhadap udara
- P_s : faktor koreksi rekombinasi ion
- P_u : faktor koreksi pertubasi
- P_{repl} : koreksi titik efektif pengukuran

Dosis maksimum, D_{maks} dapat dihitung menggunakan persamaan berikut:

$$D_{maks} = 100/ (PDD_{5cm}) \times {}_5D_w \dots\dots\dots(2)$$

$PDD_{5 cm}$ = persentase dosis pada kedalaman 5 cm

Jika faktor kalibrasi detektor dari sertifikat kalibrasi dalam nilai paparan, N_x dengan satuan R/digit, maka untuk mendapatkan faktor kalibrasi dalam kerma udara, N_k dengan satuan Gy/digit digunakan persamaan berikut :

$$N_k = N_x \frac{W}{e} \frac{1}{1 - g} \dots\dots\dots (3)$$

dengan :

W/e = Energi untuk menghasilkan satu ionisasi di udara per muatan elektron
 (33,97 ± 0,06 J/C)

g = fraksi energi sekunder partikel bermuatan yang hilang menjadi
 bremsstrahlung (0,003)

Selanjutnya untuk mendapatkan faktor kalibrasi dosis serap udara detektor, N_D digunakan persamaan sebagai berikut :

$$N_D = N_k (1 - g) k_{att} k_m \dots\dots\dots(4)$$

dengan :

k_{att} : faktor atenuasi dinding detektor

k_m : faktor ketidaksetaraan udara dari dinding dan selubung penimbul (*build up cap*)
 detektor

Pengukuran Faktor Keluaran

Faktor keluaran didefinisikan sebagai perbandingan keluaran di udara dari suatu lapangan radiasi terhadap keluaran di lapangan radiasi acuan yaitu 10 cm x 10 cm.. Pengukuran faktor keluaran dilakukan dengan menyinari detektor pada jarak sumber ke detektor 80 cm dengan lapangan radiasi yang bervariasi mulai dari 4 cm x 4 cm sampai dengan lapangan radiasi 30 cm x 30 cm. Hasil pengukuran setiap lapangan dinormalisasikan ke lapangan radiasi 10 cm x 10 cm.

Pengukuran Faktor Koreksi “Tray”

Pengukuran dilakukan di udara dengan menyinari detektor tanpa menggunakan tray pada jarak sumber ke detektor 80 cm dan lapangan radiasi 10 cm x 10 cm. Selanjutnya pada

kondisi yang sama dilakukan pengukuran dengan menggunakan tray. Hasil pengukuran laju dosis serap dengan menggunakan tray dan tanpa tray ini dibandingkan untuk mendapatkan faktor koreksi tray yang menggambarkan fraksi dari radiasi primer yang diserap oleh tray.

Pengukuran Nilai Transmisi dan Kurva Transmisi Baji Kompensator

Nilai transmisi baji kompensator didefinisikan sebagai perbandingan laju dosis pada sumbu utama berkas radiasi dari medan radiasi yang diperoleh dengan menggunakan baji kompensator terhadap medan radiasi tanpa menggunakan baji kompensator. Pengukuran nilai transmisi dari baji kompensator dilakukan dengan menyinari detektor pada jarak sumber ke detektor 80 cm dan lapangan radiasi 10 cm x 10 cm. Selanjutnya detektor ditempatkan pada beberapa titik di sepanjang bidang yang tegak lurus sumbu utama ke sisi tipis dan ke sisi tebal dengan selang jarak 0,5 cm dari pengukuran sebelumnya. Mula-mula dilakukan pengukuran laju dosis serap tanpa menggunakan baji kompensator, kemudian menggunakan baji kompensator. Hasil kedua pengukuran tersebut dibandingkan untuk mendapatkan nilai transmisi dari baji kompensator.

Kurva transmisi baji kompensator menggambarkan variasi laju dosis ternormalisasi di titik-titik yang terletak pada bidang yang sama yang disebabkan adanya baji kompensator. Untuk suatu titik P yang berjarak r dari sumbu utam barkas radiasi pada bidang pengukuran, transmisi didefinisikan sebagai:

$$TR = \frac{P_{r-DRw}}{P_{r-DRo}} \cdot \frac{AX-DRo}{AX-DRw} \dots\dots\dots(5)$$

dengan :

P_{r-DRw} = laju dosis di P(r) untuk berkas radiasi dengan baji kompensator

P_{r-DRo} = laju dosis di P(r) untuk berkas radiasi tanpa baji kompensator

$AX-DRw$ = laju dosis di sumbu utama berkas radiasi dengan baji kompensator

$AX-DRo$ = laju dosis di sumbu utama berkas radiasi tanpa baji kompensator

HASIL DAN PEMBAHASAN

Pengukuran laju sosis serap acuan berdasarkan hasil pengukuran di sumbu utama berkas radiasi pada kondisi acuan dapat dilihat pada Tabel 1. berikut :

Tabel 1. Hasil pengukuran laju dosis serap acuan

FS (cm ²)	Bacaan Rata ² nC/menit	D _{5cm} cGy/menit	P _{repl}	PDD (%)	D _{maks} cGy/menit
10 x 10	11.09 ± 0,52	64,16	0,990	78,8	81,41

Hasil pengukuran faktor keluaran untuk berbagai lapangan radiasi dapat dilihat pada Tabel 2. berikut:

Tabel 2. Hasil pengukuran faktor keluaran dari berbagai lapangan radiasi

No.	Field Size (cm x cm)	Bacaan rata ² (nC/30 detik)	Faktor keluaran
1	4 x 4	6,49	0,9447
2	5 x 5	6,62	0,9636
3	6 x 6	6,69	0,9738
4	7 x 7	6,74	0,9811
5	8 x 8	6,79	0,9883
6	9 x 9	6,84	0,9956
7	10 x 10	6,87	1,0000
8	12 x 12	6,99	1,0175
9	15 x 15	7,14	1,0393
10	18 x 18	7,25	1,0553
11	20 x 20	7,30	1,0626
12	22 x 22	7,35	1,0699
13	25 x 25	7,40	1,0771
14	27 x 27	7,40	1,0771
15	30 x 30	7,45	1,0844

Hasil pengukuran faktor koreksi dari laju dosis yang disebabkan adanya “tray” dapat dilihat pada Tabel 3. di bawah ini:

Tabel 3. Hasil pengukuran faktor koreksi “tray”

Bacaan tanpa “tray” nC/menit	Bacaan dengan “tray” nC/menit	Faktor koreksi” tray”
13,74	12,87	0,937 ± 0,00

Dari tabel di atas dapat dilihat adanya penyerapan radiasi primer sebesar 6,3% oleh “tray”.

Hasil pengukuran nilai transmisi dari dosis yang disebabkan oleh adanya baji kompensator dapat dilihat pada Tabel 4. berikut:

Tabel 4. Hasil pengukuran laju transmisi baji kompensator

Baji Kompensator (10 cm x 15 cm)	Bacaan tanpa baji kompensator	Bacaan dengan baji kompensator	Nilai transmisi
30°	6,84	4,86	0,710
45°	6,84	4,00	0,585
60°	6,84	2,83	0,414

Dari Tabel 4 di atas dapat dilihat bahwa di sumbu utama berkas radiasi terjadi penyerapan dosis yang disebabkan baji kompensator sebesar 29%, 41,5 % dan 58,6% masing-masing untuk baji kompensator dengan sudut 30°, 45° dan 60. Hal ini disebabkan semakin besar sudut baji kompensator semakin bertambah ketebalan baji kompensator sehingga dosis yang diserap akan semakin besar.

Hasil perhitungan nilai transmisi dengan menggunakan persamaan 2 dapat dilihat pada Tabel 5, 6, 7, 8, 9 dan 10 dan kurva transmisi dapat dilihat pada Gambar 1.

Tabel 5. Hasil pengukuran dan perhitungan nilai transmisi baji kompensator pada posisi tipis untuk sudut 30°(10 cm x 15 cm).

No.	Off-axis distance	Reading (open)	Reading (wedge)	Ratio	Transmisi
1	0,0	6,79	4,65	0,685	1,0000
2	0,5	6,84	4,75	0,694	1,0131
3	1,0	6,74	4,90	0,727	1,0613
4	1,5	6,74	5,05	0,749	1,0934
5	2,0	6,74	5,15	0,764	1,1153
6	2,5	6,69	5,31	0,794	1,1591
7	3,0	6,69	5,46	0,816	1,1912
8	3,5	6,69	5,56	0,831	1,2131
9	4,0	6,33	5,46	0,863	1,2599
10	4,5	5,27	4,60	0,873	1,2745
11	5,0	2,89	2,93	1,014	1,4803
12	5,5	1,21	1,71	1,413	2,0628

Tabel 6. Hasil pengukuran dan perhitungan nilai transmisi baji kompensator pada posisi tebal untuk sudut 30°(10 cm x 15 cm).

No.	Off-axis distance	Reading (open)	Reading (wedge)	Ratio	Transmisi
1	0,5	6,74	4,55	0,675	0,9854
2	1,0	6,74	4,45	0,660	0,9635
3	1,5	6,69	4,24	0,634	0,9255
4	2,0	6,69	4,14	0,619	0,9036
5	2,5	6,69	4,04	0,604	0,8818
6	3,0	6,69	3,94	0,589	0,8599
7	3,5	6,64	3,59	0,541	0,7898
8	4,0	6,59	2,88,	0,437	0,6380
9	4,5	5,78	1,87	0,324	0,4730
10	5,0	3,49	0,85	0,244	0,3562
11	5,5	1,57	0,80	0,509	0,7431

Tabel 7. Hasil pengukuran dan perhitungan nilai transmisi baji kompensator pada posisi tipis untuk sudut 45°(10 cm x 15 cm).

No.	Off-axis distance	Reading (open)	Reading (wedge)	Ratio	Transmisi
1	0,0	6,79	3,74	0,551	1,0000
2	0,5	6,84	3,94	0,576	1,0454
3	1,0	6,74	4,04	0,599	1,0871
4	1,5	6,74	4,24	0,629	1,1416
5	2,0	6,74	4,40	0,653	1,1851
6	2,5	6,69	4,65	0,695	1,2613
7	3,0	6,69	4,85	0,725	1,3158
8	3,5	6,69	5,05	0,755	1,3702
9	4,0	6,33	5,05	0,798	1,4483
10	4,5	5,27	4,24	0,804	1,4592
11	5,0	2,89	2,78	0,962	1,7459
12	5,5	1,21	1,56	0,289	2,3394

Tabel 8. Hasil pengukuran dan perhitungan nilai transmisi baji kompensator pada posisi tebal untuk sudut 45°(10 cm x 15 cm).

No.	Off-axis distance	Reading (open)	Reading (wedge)	Ratio	Transmisi
1	0,5	6,74	3,59	0,533	0,9673
2	1,0	6,74	3,38	0,501	0,9093
3	1,5	6,69	3,23	0,483	0,8766
4	2,0	6,69	3,13	0,468	0,8494
5	2,5	6,69	2,98	0,445	0,8076
6	3,0	6,69	2,83	0,423	0,7677
7	3,5	6,64	2,68	0,404	0,7332
8	4,0	6,59	2,32	0,352	0,6388
9	4,5	5,78	1,87	0,324	0,5880
10	5,0	3,49	1,11	0,318	0,5771
11	5,5	1,57	0,60	0,382	0,6933

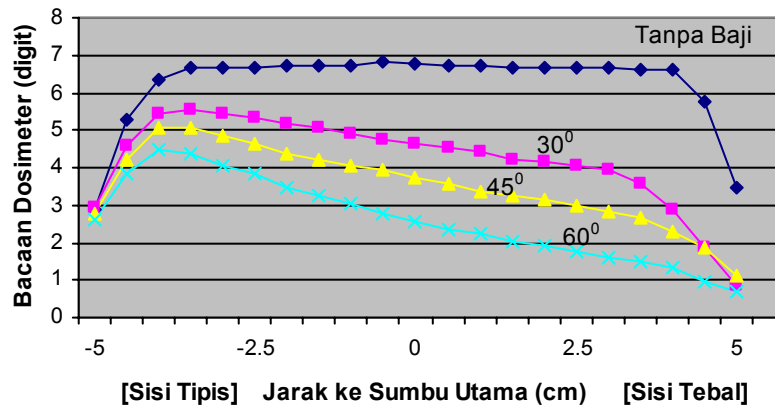
Tabel 9. Hasil pengukuran dan perhitungan nilai transmisi baji kompensator pada posisi tipis untuk sudut 60°(10 cm x 15 cm).

No.	Off-axis distance	Reading (open)	Reading (wedge)	Ratio	Transmisi
1	0,0	6,79	2,57	0,378	1,0000
2	0,5	6,84	2,78	0,406	1,0741
3	1,0	6,74	3,03	0,450	1,1905
4	1,5	6,74	3,23	0,479	1,2672
5	2,0	6,74	3,49	0,518	1,3704
6	2,5	6,69	3,84	0,574	1,5185
7	3,0	6,69	4,04	0,604	1,5979
8	3,5	6,69	4,40	0,658	1,7404
9	4,0	6,33	4,50	0,711	1,8810
10	4,5	5,27	3,84	0,729	1,9286
11	5,0	2,89	2,63	0,910	2,4084
12	5,5	1,21	1,51	1,248	3,3016

Tabel 10. Hasil pengukuran dan perhitungan nilai transmisi baji kompensator pada posisi tipis untuk sudut 60°(10 cm x 15 cm).

No.	Off-axis distance	Reading (open)	Reading (wedge)	Ratio	Transmisi
1	0,5	6,74	2,37	0,352	0,9312
2	1,0	6,74	2,22	0,329	0,8704
3	1,5	6,69	2,02	0,302	0,7989
4	2,0	6,69	1,94	0,290	0,7672
5	2,5	6,69	1,77	0,265	0,7011
6	3,0	6,69	1,61	0,241	0,6376
7	3,5	6,64	1,51	0,227	0,6005
8	4,0	6,59	1,31	0,199	0,5265
9	4,5	5,78	0,96	0,166	0,4391
10	5,0	3,49	0,70	0,201	0,5317
11	5,5	1,57	0,35	0,223	0,5899

Kurva ini dipisahkan menjadi dua semi kurva, masing-masing pada sisi tebal dan pada sisi tipis baji kompensator.



Gambar 1. Kurva transmisi berkas radiasi menggunakan beberapa baji kompensator

Dari Gambar 1. dapat dilihat bahwa profil berkas radiasi yang tidak menggunakan baji kompensator menunjukkan simetri yang cukup baik dimana untuk daerah lapangan radiasi – 3,5 cm sampai dengan daerah lapangan radiasi 4 cm menunjukkan laju paparan yang cukup homogen dengan laju paparan maksimum di sumbu utama berkas radiasi. Hal ini menunjukkan bahwa penempatan detektor di sumbu utama medan radiasi dalam pengukuran sudah tepat. Sedangkan untuk baji kompensator dengan sudut 30° dapat dilihat bahwa kurva transmisi pada sisi tipis untuk sudut baji kompensator yang lebih besar diperoleh kurva transmisi yang kemiringan semakin besar. Hal ini disebabkan dosis pada jarak r dari pusat sumber radiasi penyerapannya makin kecil sehingga dosisnya semakin besar sebaliknya pada sisi tebal dosis pada jarak r dari pusat sumber radiasi penyerapannya makin besar sehingga dosisnya semakin kecil. Begitu juga kurva transmisi untuk baji kompensator dengan sudut 45° dan 60° . Jika dibandingkan hasil perhitungan nilai transmisi antara ketiga baji kompensator tersebut terlihat bahwa nilai transmisi pada sisi tebal semakin kecil untuk sudut yang semakin besar dan sebaliknya pada sisi tipis nilai transmisi semakin besar untuk sudut yang semakin besar. Hal ini karena pada sisi tebal dosis yang diserap akan semakin besar dengan semakin tebalnya baji kompensator. Sebaliknya pada sisi tipis dosis yang diserap semakin kecil dengan semakin besarnya sudut baji kompensator.

KESIMPULAN

Dari hasil pengukuran parameter dosimetri diperoleh besarnya dosis serap acuan adalah 81,41 cGy untuk waktu penyinaran 1 menit sedangkan faktor koreksi tray adalah 0,937. Nilai laju transmisi yang diperoleh untuk baji kompensator dengan sudut 30° , 45° dan 60° adalah 0,710, 0,585 dan 0,414. Dengan demikian di sumbu utama berkas radiasi terjadi penyerapan dosis yang disebabkan baji kompensator sebesar 29%, 41,5 % dan 58,6 % masing-masing untuk baji kompensator dengan sudut 30° , 45° dan 60° .

Profil berkas radiasi yang tidak menggunakan baji kompensator menunjukkan simetri yang cukup baik. Hal ini terlihat bahwa untuk daerah lapangan radiasi – 3,5 cm sampai dengan daerah lapangan radiasi 4 cm menunjukkan laju dosis yang cukup homogen dengan laju dosis maksimum di sumbu utama berkas radiasi. Dengan demikian dapat disimpulkan bahwa bahwa penempatan detektor di sumbu utama medan radiasi dalam pengukuran sudah tepat.

Hasil perhitungan untuk penentuan kurva transmisi baji kompensator ini dapat dijadikan sebagai data masukan untuk sistem program perencanaan perlakuan radiaoterapi "ISIS". Disamping itu data pengukuran ini bisa digunakan sebagai data acuan untuk program kendali mutu dari pesawat teleterapi ^{60}Co Alcyon II nomor seri P1 / 213A311

DAFTAR PUSTAKA

1. TUTI BUDIANTARI, NURMAN RAJAGUKGUK, SUSETYO TRIJOKO, SRI INANG SUNARYATI., Interkomparasi Dosis Berkas Foton Energi Tinggi dari Pesawat Akselerator linier Medik, Prosiding Presentasi Ilmiah Keselamatan Radiasi dan Lingkungan VI, PSPKR-BATAN, Jakarta 2 – 3 September 1998
2. ICRU (International Commission on Radiation Units and Measurements), Determination of Absorbed Dose in Patient Irradiation by Beams of X-ray or Gamma Rays in Radiotherapy Procedures, Washington DC, USA (1976)
3. NURMAN RAJAGUKGUK, Penentuan Parameter Dosimetri Pesawat Teleterapi C0-60 Alcyon I, Prosiding Seminar Pranata Nuklir dan Litkayasa II PSPKR-BATAN, Jakarta, 3 – 4 November 1998
4. IAEA, Absorbed Dose Determination in Photon and Electron Beams, Technical Report Series No. 277, IAEA, Vienna, 1987
5. SRI INANG SUNARYATI., Menentukan Kurva Transmisi Baji Kompensator Pesawat Teleterapi Co-60 Alcyon II P1/2038 P, Prosiding Seminar Pranata Nuklir dan Litkayasa III PSPKR-BATAN, Jakarta 30 – 31 Maret 1999
6. Buku Petunjuk "ISIS"

PENGUKURAN LUARAN PESAWAT TELETERAPI ^{60}Co ALCYON II DI RUMAH SAKIT DR. M. JAMIL

Eni Suswantini
PTKMR - BATAN

ABSTRAK

PENGUKURAN LUARAN PESAWAT TELETERAPI ^{60}Co ALCYON II DI RUMAH SAKIT DR. M. JAMIL . Luaran pesawat terapi ^{60}Co Alcyon II diukur menggunakan detektor kamar ionisasi volume 0,6 cc yang terangkai dengan dosimeter Farmer. Pengukuran faktor rekombinasi ion dilakukan di dalam fantom air pada kedalaman , d , 5 cm , jarak sumber ke permukaan fantom , SSD , 80 cm dan luas lapangan radiasi , FS , 10 cm x 10 cm. Pengukuran luaran dalam hal ini dosis serap maksimum dilakukan didalam fantom air pada d = 5 cm , SSD = 80 cm dan 6 variasi FS dari 5 cm x 5 cm hingga 25 cm x 25 cm. Dari hasil pengukuran luaran diperoleh dosis serap maksimum untuk luas lapangan 5 cm x 5 cm, 8 cm x 8 cm, 10 cm x 10 cm, 15 cm x 15 cm, 20 cm x 20 cm, dan 25 cm x 25 cm berturut-turut adalah $1605,53 \pm 5,6$ mGy/menit, $1664,99 \pm 5,6$ mGy/menit, $1699,66 \pm 5,6$ mGy/menit, $1781,38 \pm 5,6$ mGy/menit, $1837,54 \pm 5,6$ mGy/menit, dan $1874,66 \pm 5,6$ mGy/menit . Dosis serap maksimum ini dapat digunakan sebagai acuan dalam perhitungan dosis untuk penyinaran kanker.

ABSTRACT

THE MEASUREMENT OF THE OUTPUT OF A ^{60}Co ALCYON II TELEETHERAPY MACHINE AT THE DR. M JAMIL HOSPITAL. The output of a ^{60}Co ALCYON II teletherapy machine was measured by using an ionization chamber with 0.6 cc volume connected to a Farmer dosimeter. The ion recombination measurement was carried out inside the water phantom at 5 cm depth, SSD (source to surface distance) = 80 cm and FS (field size) = 10 cm x 10 cm. The output measurement in this case maximum absorbed dose was carried out inside the water phantom at 5 cm depth, SSD = 80 cm and 6 different field sizes from 5 cm x 5 cm up to 25 cm x 25. Maksimum absorbed doses obtained from the output measurement results for field sizes of 5 cm x 5 cm, 8 cm x 8 cm, 10 cm x 10 cm, 15 cm x 15 cm, 20 cm x 20 cm, and 25 cm x 25 cm respectively were 1605.53 ± 5.6 mGy/menit, 1664.99 ± 5.6 mGy/menit, 1699.66 ± 5.6 mGy/menit , 1781.38 ± 5.6 mGy/menit, 1837.54 ± 5.6 mGy/menit, and $1874,66 \pm 5.6$ mGy/menit . These maximum absorbed dose could be used as reference in calculating dose for cancer treatment.

PENDAHULUAN

Sebelum jaringan yang sakit atau biasa dikenal tumor ganas atau kanker disinari dengan radiasi, maka perlu diketahui secara pasti letak dan volume kanker berdasarkan hasil

diagnosa sebelumnya. Dengan diketahuinya volume tumor dapat diketahui tingkat keganasan kanker tersebut dan dosis yang harus diberikan untuk menyinari kanker tersebut. Selain itu perlu diketahui data yang berkaitan dengan berkas radiasi, seperti dosis acuan, lapangan radiasi dan distribusi dosis^[1].

Tujuan radioterapi adalah memberikan dosis radiasi setepat-tepatnya terhadap jaringan yang sakit tanpa memberikan efek atau kerusakan yang berarti pada jaringan sehat sekitarnya. Dengan demikian dosis serap merupakan salah satu parameter dosimetri yang sangat menentukan keberhasilan tujuan radioterapi.

Untuk menjamin kebenaran nilai dosis radiasi, maka luaran (output) setiap sumber radiasi untuk terapi wajib dikalibrasi secara berkala oleh Fasilitas Kalibrasi Tingkat Nasional sekurang-kurangnya sekali dalam dua tahun^[2].

Pada makalah ini akan diuraikan hasil pengecekan stabilitas dosimeter Farmer, pengukuran faktor rekombinasi ion dan pengukuran luaran dalam hal ini dosis serap maksimum dari pesawat terapi ⁶⁰Co Alcyon II milik RS Dr. Jamil Padang untuk berbagai luas lapangan dari 5 cm x 5 cm sampai 25 cm x 25 cm .

TATA KERJA

Sumber radiasi yang digunakan untuk mengecek kestabilan dosimeter farmer adalah ⁹⁰Sr. Sedangkan sumber radiasi yang akan diukur luarannya adalah pesawat teleterapi ⁶⁰Co Alcyon II dengan aktivitas 4320 Ci per tanggal 02 September 2003. Sedangkan sebagai dosimeter standar digunakan detektor kamar ionisasi volume 0,6 cc tipe 2581 no seri 327 yang dirangkaikan dengan dosimeter Farmer tipe 2570A no seri 531.

Pengecekan Stabilitas Dosimeter Farmer

Detektor yang terangkai dengan dosimeter Farmer dipanaskan selama 30 menit. Kemudian detektor disinari dengan sumber radiasi ⁹⁰Sr selama 250 detik. Bacaan yang telah dikoreksi dengan temperatur dan tekanan yang diperoleh untuk waktu penyinaran selama 250 detik dicatat . Penyinaran yang sama dilakukan hingga diperoleh 5 (lima) data. Setelah itu bacaan rata-rata yang diperoleh dibandingkan dengan bacaan acuan saat pengecekan

dilakukan. Apabila perbedaan antara bacaan rata-rata tersebut dan bacaan acuan tidak lebih dari $\pm 1\%$ maka sistem alat ukur dikatakan stabil dan siap digunakan untuk pengukuran [3].

Penentuan Faktor Koreksi Pertubasi

Penentuan faktor koreksi pertubasi dilakukan melalui pengukuran menggunakan dua polaritas tegangan yakni tegangan positif dan tegangan negatif. Masing-masing tegangan diambil tiga data per menit. Dari perbandingan data yang diperoleh akan dapat ditentukan faktor koreksi pertubasi, P_u untuk detektor yang digunakan dalam pengukuran berkas ^{60}Co menggunakan Gambar 14 pada TRS 277 [4].

Pengukuran Faktor Koreksi Rekombinasi Ion

Pengukuran faktor rekombinasi ion dilakukan didalam fantom air pada kedalaman 5 cm dengan jarak sumber ke permukaan fantom air (SSD) 80 cm dan luas lapangan radiasi 10 cm x 10 cm. Mula-mula detektor yang terangkai dengan dosimeter Farmer dengan tegangan kerja normal V_1 disinari selama 1 menit dengan sumber radiasi ^{60}Co . Setelah selesai penyinaran bacaan M_1 yang diperoleh untuk tegangan kerja normal V_1 dicatat. Kemudian dilakukan penyinaran yang sama hingga diperoleh 3 data. Selanjutnya dengan cara yang sama dilakukan penyinaran detektor untuk tegangan kerja detektor $V_2 = V_1/4$. Bacaan M_2 yang diperoleh untuk tegangan kerja V_2 dicatat. Dengan diketahuinya perbandingan bacaan rata-rata M_1 dan M_2 maka dapat diketahui besarnya faktor koreksi rekombinasi ion berdasarkan Gambar 13 yang terdapat pada protokol Technical Reports Series No. 277 [4].

Pengukuran Dosis Serap Maksimum

Mula-mula detektor yang terangkai dengan dosimeter Farmer diletakkan di dalam fantom air pada kedalaman 5 cm dengan SSD 80 cm dan luas lapangan radiasi 10 cm X 10 cm. Kemudian detektor disinari dengan sumber radiasi ^{60}Co selama 5 menit untuk pemanasan. Data temperatur dan tekanan udara dimasukkan ke dalam elektrometer Setelah itu detektor disinari kembali selama 1 menit . Selesai penyinaran bacaan yang sudah terkoreksi terhadap temperatur dan tekanan dicatat. Kemudian detektor disinari kembali hingga diperoleh 3 data.

Dengan cara yang sama detektor disinari untuk luas lapangan radiasi yang bervariasi dari 5 cm x 5 cm sampai 25 cm x 25 cm .

Untuk menghitung besarnya dosis serap pada kedalaman 5 cm air , ${}_5D_w$, digunakan persamaan berikut ^[4] :

$${}_5D_w = M_u \cdot N_D \cdot S_{w,air} \cdot P_s \cdot P_u \cdot P_{repl} \dots\dots\dots(1)$$

dimana :

- ${}_5D_w$ = dosis serap pada kedalaman 5 cm (cGy)
- M_u = bacaan dosimeter terkoreksi temperatur, tekanan dan rekombinasi ion (digit)
- N_D = faktor kalibrasi dosis serap rongga udara detektor
= $N_k (1-g) k_{att} k_m$
- N_k = faktor kalibrasi kerma udara (53,5 mGy/nC)
- g = fraksi energi sekunder partikel bermuatan yang hilang menjadi bremsstrahlung
(0,003)
- k_{att} = faktor atenuasi dinding detektor (0,990)
- k_m = faktor ketidaksetaraan udara dari dinding dan selubung penimbul (*build up cap*)
detektor (0,969)
- $S_{w,air}$ = nisbah daya henti masa air terhadap udara (1,133)
- P_u = faktor koreksi pertubasi (=1,007 untuk bahan detektor A -150)
- P_s = faktor koreksi rekombinasi ion
- P_{repl} = koreksi titik efektif pengukuran pada kedalaman air d cm

Untuk menghitung besarnya dosis serap maksimum, D_{maks} dapat digunakan persamaan berikut. :

$$D_{maks} = 100/(PDD_5) \times D_w \dots\dots\dots(2)$$

PDD_5 = persentase dosis di kedalaman 5 cm

HASIL DAN PEMBAHASAN

Dari hasil pengecekan stabilitas dosimeter Farmer diperoleh bacaan rerata dosimeter Farmer ($6,121 \pm 0,22$) nC, sedangkan bacaan standar yang diturunkan dari sertifikat menggunakan koreksi peluruhan adalah 6,120 nC. Bila kedua bacaan tersebut dibandingkan akan diperoleh perbedaan sebesar 0,016%. Karena batas maksimum perbedaan yang diijinkan adalah $\pm 1\%$ maka sistem dosimeter Farmer dinyatakan stabil dan bisa digunakan untuk pengukuran.

Dari hasil pengukuran faktor rekombinasi ion diperoleh bacaan rerata M_1 untuk tegangan V_1 adalah (23,13 nC/menit dan bacaan rerata M_2 untuk tegangan V_2 adalah (22,98nC/menit). Dari kedua data tersebut diperoleh perbandingan M_1 dan M_2 adalah 1,007. Berdasarkan Gambar 13 yang terdapat pada protokol TRS No. 277 diperoleh faktor rekombinasi ion $P_s=1,001$.

Hasil pengukuran dosis serap yang dihitung menggunakan persamaan (1) dan (2) dapat dilihat pada Tabel 1.

Tabel 1. Hasil perhitungan dosis serap maksimum pesawat terapi ^{60}Co Alcyon II

FS (cm ²)	${}_5D_w$ (mGy/menit)	P_{repl}	PDD[5] (%)	D_{maks} (mGy/menit)
5x5	1207,36	0,989	75,2	1605,53
8x8	1395,36	0,990	77,8	1664,99
10x10	1339,33	0,990	78,8	1699,66
15x15	1430,45	0,991	80,3	1781,38
20x20	1493,92	0,992	81,3	1837,54
25x25	1531,60	0,992	81,7	1874,66

Hasil perhitungan dosis serap maksimum di atas mempunyai ketidakpastian bentangan 5,6 % untuk tingkat kepercayaan 95 %. Dari Tabel di atas dapat terlihat bahwa hasil perhitungan dosis serap maksimum yang dimulai dengan lapangan radiasi 5 cm x 5 cm sampai lapangan radiasi 25 cm x 25 cm menghasilkan dosis serap maksimum yang semakin tinggi. Hal ini menunjukkan kesesuaian dengan semakin besar lapangan radiasi maka akan semakin besar pula radiasi yang terpancar dari pesawat terapi tersebut.

KESIMPULAN

Dari hasil pengukuran dosis serap pesawat terapi ^{60}Co Alcyon II milik rumah sakit dr. M. Jamil Padang diperoleh dosis serap maksimum untuk luas lapangan 5 cm x 5 cm, 8 cm x 8 cm, 10 cm x 10 cm, 15 cm x 15 cm, 20 cm x 20 cm, dan 25 cm x 25 cm berturut-turut adalah 1605,53 mGy/menit, 1664,99mGy/menit, 1699,66 mGy/menit, 1781,38mGy/menit, 1837,54 mGy/menit, dan 1874,66 mGy/menit (dengan ketidakpastian bentangan 5,6% untuk tingkat kepercayaan 95 %). Hasil pengukuran dosis serap ini dapat digunakan sebagai acuan dalam perhitungan dosis untuk penyinaran kanker.

DAFTAR PUSAKA

1. SUNTHALINGRAM,N., Medical Radiation Dosimetry, Int. J. Appl. Radiation and Isotope 33 (991-1006), 1982
2. Surat Keputusan Direktur Jendral BATAN No. 84/DJ/VI/1991., tentang kalibrasi alat ukur radiasi dan keluaran sumber radiasi, standardisasi radionuklida dan fasilitas kalibrasi. Jakarta 1991
3. Manual 0,6 cc Robust Ionization Chamber, Nuclear Enterprises Limited, Beenham Berkshire England, 1985
4. International Atomic Energy Agency, Absorbed Dose Determination in Photon and Electron Beams, Technical Reports Series No. 277, IAEA, Vienna, 1987
5. British Journal Radiology Suppl. 25

PENENTUAN RESPON DETEKTOR NE MK 7 NRM TERHADAP SUMBER NETRON ^{252}Cf

Nurman Rajagukguk
PTKMR – BATAN

ABSTRAK

Penentuan Respon Detektor NE MK 7 NRM Terhadap Sumber Neutron ^{252}Cf . Makalah ini menguraikan pengukuran respon detektor berbentuk bola dengan diameter 8 inchi terhadap jarak ke sumber neutron cepat ^{252}Cf yang dilakukan di dalam ruang kalibrasi berukuran panjang 11 m x lebar 5,4 m x tinggi 3,5 m dan di ruang tanpa atap berukuran panjang 30 m x lebar 15 m. Detektor dan sumber radiasi diletakkan pada ketinggian 120 cm dari lantai. Pada eksperimen di ruang kalibrasi jarak detektor ke sumber radiasi bervariasi mulai dari 50 cm s/d 200 cm sedangkan di ruang tanpa atap mulai dari 50 cm s/d 120 cm. Koreksi terhadap hamburan neutron dilakukan menggunakan teknik semi empiris. Hasil yang diperoleh menunjukkan bahwa respon detektor terhadap neutron yang terhambur dari dinding ruang kalibrasi pada jarak 100 cm adalah 16 % sedangkan di ruang tanpa atap adalah 7 %. Hasil penentuan respon detektor terhadap ^{252}Cf di kedua ruang tersebut cukup baik dengan perbedaan lebih kecil daripada 2 %. Dari hasil yang diperoleh dapat disimpulkan bahwa jarak kalibrasi untuk detektor ini harus dibatasi antara 50 cm s/d 140 cm.

ABSTRACT

The Determination of The Response of NK 7 NRM detector for a ^{252}Cf neutron source. Measurement of the response of a 8 in. spherical rem-meter with distance from a ^{252}Cf fission neutron source has been carried out in a calibration room built of concrete, dimensions about 11m x 5.4 m x 3.5 m high and in the room without roof, dimension about 30 m x 15 m. Instrument and source were placed on a stand so that the distances between them and the floor were about 120 cm. The distance between the source and the instrument was measured from the geometric center of the detector to the center of the source. Measurement in the calibration room has been conducted with the distances between the source and the detector vary between 50 cm up to 200 cm but in the room without roof the distances has been limited until 120 cm. Correction for neutron scattering has been done using a semi-empirical technique as a function of source to detector distance. The result obtained showed that the response of the detector to neutron reflected from the walls of the calibration room at the distance of 100 cm was 16 % and in another room was 7 %. The result obtained showed that the response of the detector in both room were in a good agreement within 2 %. In summary the calibration distance for this detector should be limited in the range from 50 cm to 140 cm.

PENDAHULUAN

Pada prinsipnya sebuah alat ukur radiasi tingkat proteksi dikalibrasi dengan cara menempatkannya pada suatu titik di medan radiasi acuan yang besaran medan radiasi yang diukurnya telah diketahui. Respon alat ukur radiasi tersebut dinyatakan sebagai bacaan alat ukur tersebut dibagi dengan besaran medan radiasi(1). Kebalikan dari respon ini diketahui sebagai faktor kalibrasi. Dalam kalibrasi alat ukur radiasi neutron untuk tingkat proteksi, besaran medan radiasi yang diperlukan adalah dosis ekivalen. Besaran ini diturunkan dari laju pancaran neutron yang hanya berasal dari dari sumber tersebut.

Karena medan radiasi acuan diperoleh dari laju pancaran neutron yang hanya berasal dari sumber radiasi, maka faktor kalibrasi dari sebuah alat ukur radiasi harus bersifat unik, artinya faktor kalibrasi alat tersebut hanya sebagai fungsi dari tipe detektor dan spektrum energi sumber radiasi bukan bergantung pada faktor- faktor seperti jarak detektor ke sumber radiasi atau ukuran ruang yang digunakan untuk kalibrasi..

Untuk mendapatkan laju pancaran yang hanya berasal dari sumber neutron tersebut sangatlah sulit karena adanya neutron yang terhambur dari dinding ruang kalibrasi, penyangga sumber dan detektor, udara dan benda-benda lainnya yang berada di dalam ruang kalibrasi. Dalam prakteknya biasanya dilakukan koreksi yang cukup signifikan terhadap efek dari hamburan neutron ini agar diperoleh respon alat ukur tersebut yang hanya berasal dari sumber radiasi.

Ruang laboratorium kalibrasi PTKMR-BATAN terbuat dari beton berukuran panjang 11 m x lebar 5,4 m lebar x tinggi 3,5 m . Dibandingkan dengan fasilitas kalibrasi di beberapa negara, ruang ini relatif kecil dan dipastikan akan menimbulkan hamburan neutron yang cukup besar(2). Dengan demikian, mengabaikan faktor hamburan neutron akan menyebabkan kalibrasi alat ukur radiasi untuk neutron cepat akan mendapatkan kesalahan yang signifikan. Untuk menghindari kesalahan tersebut maka hamburan neutron di ruang tersebut harus diperhitungkan untuk setiap detektor yang dikalibrasi.

Salah satu cara untuk memperoleh faktor koreksi hamburan adalah dengan menghitung efek neutron yang terhambur menggunakan program komputer dengan mempertimbangkan sumber radiasi, detektor dan konfigurasi ruangan. Dengan demikian perlu

dilakukan perhitungan untuk setiap sumber, detektor dan konfigurasi ruangan yang berbeda.(3)

Cara yang lain adalah menggunakan teknik ”*shadow cone*” (kerucut terpancung). Cara ini adalah dengan menempatkan kerucut terpancung di antara sumber radiasi dan detektor yang desainnya sedemikian rupa sehingga secara geometris dapat menghalangi fluen yang langsung berasal dari sumber neutron untuk sampai ke detektor. Untuk menggunakan teknik ini maka diperlukan beberapa ”*shadow cone*”, karena ukurannya harus sesuai dengan konfigurasi sumber-detektor(4)

Cara terakhir 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 (5).

Makalah ini menguraikan pengukuran hamburan untuk memperoleh respon detektor alat ukur radiasi neutron NE MK 7-NRM terhadap sumber neutron ^{252}Cf yang dilakukan di ruang kalibrasi PTKMR-BATAN. Untuk meyakinkan betapa besarnya pengaruh ukuran ruangan pada hamburan radiasi, maka dilakukan juga pengukuran di ruang tanpa atap dengan ukuran sekitar 30 m x 15 m. . Dengan pengukuran di dua ruang yang jauh berbeda luasnya ini akan diperoleh perbedaan respon dari detektor tersebut. Diharapkan dengan pengukuran ini akan diperoleh prosedur kalibrasi alat ukur radiasi neutron yang memadai.

TEORI

Metoda ini berdasarkan asumsi bahwa fraksi bacaan instrumen yang disebabkan oleh neutron terhambur dapat dikurangi dari deviasi bacaan menggunakan hukum kebalikan jarak kuadrat. Berbagai kontribusi dikarakterisasikan oleh suatu komponen independen dari jarak detektor ke sumber radiasi yang disebabkan oleh hamburan oleh dinding dan suatu komponen yang berkurang secara linier dengan jarak yang disebabkan oleh hamburan oleh udara. Bacaan instrumen, $M_T(r)$, sebagai fungsi jarak, yang disebabkan oleh medan radiasi total (neutron langsung dan neutron terhambur) berhubungan dengan respon fluen $R\phi$ menggunakan persamaan berikut (6).

$$\frac{M_T (r)}{\phi \times F_l (r) \times (1 + A r)} = R\phi (1 + S r^2) \dots\dots\dots (1)$$

dengan

S adalah fraksi kontribusi hamburan oleh ruang pada unit jarak kalibrasi

Φ adalah laju fluen di udara bebas

Dengan menggambarkan ruas kiri sebagai fungsi r^2 akan mendapatkan suatu garis lurus. Perpotongan dengan sumbu Y akan mendapatkan respon $R\phi$ dan *slope* dari garis akan memberikan fraksi komponen

Total hamburan oleh udara diberikan sebagai $(1 + A r)$. Untuk sumber ^{252}Cf besarnya adalah $0,012 \text{ m}^{-1}$ (5).

Φ pada persamaan 1. dinyatakan sebagai :

$$\Phi = \frac{B_{\Omega}}{r^2} \dots\dots\dots(2)$$

dengan

$$B_{\Omega} = \frac{B \times F_l(\theta)}{4 \pi} \dots\dots\dots (3)$$

dengan

B adalah laju pancaran sumber radiasi netron

$F_l(\theta)$ adalah faktor koreksi anisotropi sumber radiasi ($^{252}\text{Cf} = 1,012$)

Untuk mendapatkan konstanta karakteristik sumber ke detektor yang merupakan bacaan detektor setelah dikoreksi semua efek hamburan digunakan persamaan berikut :

$$K = M_c \cdot r^2 \dots\dots\dots(4)$$

Jika respons fluen di udara bebas adalah

$$R\phi = \frac{M_c}{\Phi} \dots\dots\dots (5)$$

Maka dengan menggunakan persamaan 2 dan 5 akan diperoleh

$$K = R\phi \cdot B_{\Omega} \dots\dots\dots (6)$$

Dengan demikian respon dosis ekuivalen adalah

$$R_H = \frac{R\phi}{H\phi} \dots\dots\dots (7)$$

dengan $H\phi$ adalah faktor konversi fluen-dosis ekuivalen. Untuk ^{252}Cf , $H\phi$ adalah $3,4 \cdot 10^{-10}$ Sv.cm². (5)

PERALATAN DAN TATA KERJA

Peralatan

a. Sumber Radiasi Netron ^{252}Cf

Sumber radiasi netron yang digunakan pada pengukuran ini adalah 40 µg ^{252}Cf dengan waktu paruh $(9,661 \pm 0,029) \times 10^2$ hari. Sumber radiasi ini dikalibrasi pada tgl.11 Juli 2005 di laboratorium National Physical Laboratory, Inggris menggunakan teknik “ *Manganese Sulphate Bath* “(7).Hasil kalibrasi menunjukkan bahwa laju emisinya adalah $(9,498 \pm 0,096) \times 10^7 \text{ s}^{-1}$ untuk tingkat kepercayaan 95 % (8).

b. Alat Ukur Radiasi Netron NE MK 7 NRM

Alat cacah ini dapat digunakan untuk mengukur laju dosis ekuivalen dengan rentang 0,1 mrem/jam s/d 1 rem/jam untuk energi antara termal (0,025 eV) dan 7 MeV (9). Radiasi netron dideteksi menggunakan pencacah proposional berbentuk bola dengan diameter 8 inchi. Sebagai alat bantu digunakan “*scaler*” Tennelec TC 534

Tata Kerja

Sumber radiasi netron ^{252}Cf diletakkan pada ketinggian 120 cm dari lantai di tengah ruangan kalibrasi yang berukuran 11,7 m x 5,4 m x 3,5 m. Detektor NE MK 7 NRM diletakkan pada ketinggian yang sama dengan sumber radiasi dengan jarak ke sumber ^{252}Cf bervariasi mulai dari 50 cm s/d 200 cm dengan rentang jarak 10 cm. Pencacahan dilakukan untuk waktu 100 detik. Pada pengukuran di ruang tanpa atap berukuran 30 m x 15 m, jarak detektor ke sumber radiasi yang digunakan adalah 50 cm s/d 120 cm. Susunan peralatan yang digunakan pada pengukuran dapat dilihat pada Gambar 1 di bawah ini.



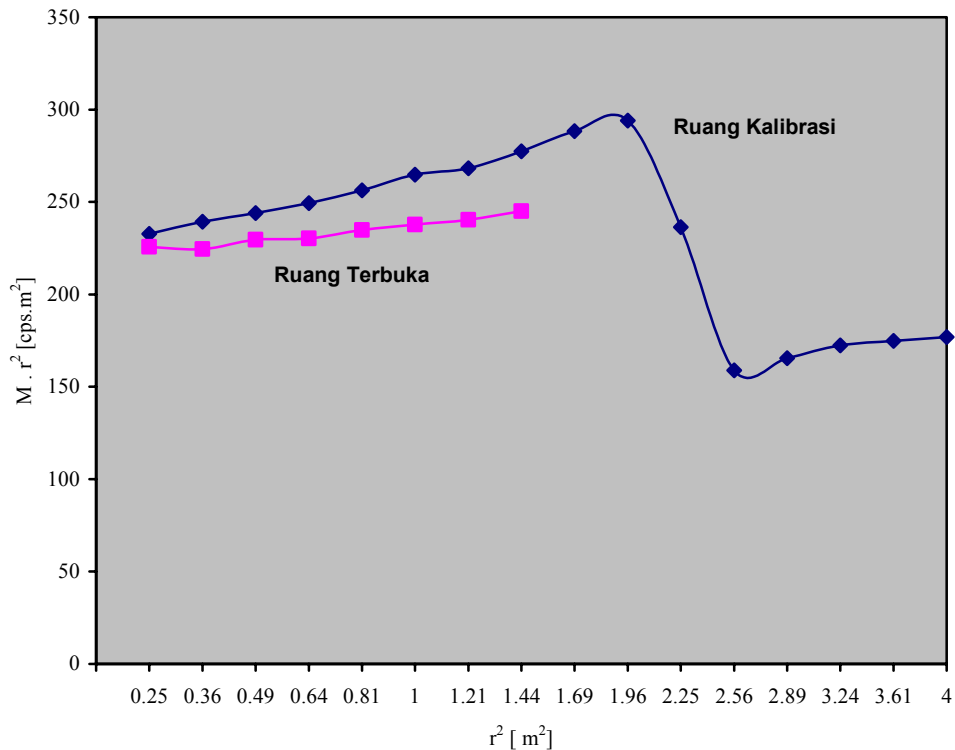
Gambar 1. Susunan peralatan pada pengukuran respon detektor NE MK 7 NRM di ruang tanpa atap berukuran 30 m x 15 m. Detektor dan sumber radiasi ^{252}Cf diletakkan pada ketinggian yang sama yaitu 120 cm dari lantai dengan jarak yang bervariasi mulai dari 50 cm s/d 120 cm.

HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil pengukuran total respon detektor MK 7 NRM , terhadap sumber radiasi ^{252}Cf mulai dari jarak detector ke sumber radiasi 40 cm s/d 200 cm mula-mula dikoreksi dengan hamburan udara $M_T (r)(1 + A.r)$ dan selanjutnya dikalikan dengan kuadrat jarak sumber radiasi ke detektor, r . Harga perkalian ini digambarkan sebagai fungsi r^2 yang hasilnya dapat dilihat pada Gambar 2. Dengan menggunakan regresi linier maka pada jarak tertentu dari sumber ke detektor akan diperoleh persamaan yang mendekati garis lurus :

$$M.r^2 = M_0 (1 + S r^2)$$

dengan M_0 adalah respon detektor yang hanya berasal dari sumber radiasi neutron pada jarak r , sedangkan *slope* S merupakan kontribusi neutron terhambur oleh ruang kalibrasi.



Gambar 2. Respon detektor M dikalikan dengan kuadrat jarak detektor ke sumber radiasi r sebagai fungsi kuadrat jarak untuk sumber ²⁵²Cf di ruang kalibrasi yang berukuran panjang 11 m x lebar 5,4 m x tinggi 3,5 m dan ruang tanpa atap berukuran 30 m x 15 m.

Dari Gambar 2. dapat dilihat bahwa pada jarak detektor ke sumber radiasi mulai dari 50 cm s/d 130 cm nilai $M \cdot r^2$ sebagai fungsi r^2 cenderung mendekati linier mengikuti persamaan garis lurus $M \cdot r^2 = 225,37 (1 + 0,16 r^2)$ dengan koefisien korelasi $r = 0,997$. Persamaan garis tersebut menunjukkan bahwa pada jarak 1 m kontribusi neutron terhambur di ruang kalibrasi adalah 16 % sedangkan perpotongan pada $r = 0$ memberikan respon pada jarak 1 m yang berasal dari sumber neutron itu sendiri adalah 225,37 cps.

Dari gambar yang sama dapat dilihat juga bahwa pada pengukuran di ruang tanpa atap mendapatkan daerah yang mendekati persamaan garis lurus mulai dari jarak detektor ke sumber radiasi 60 cm sampai dengan 120 cm dengan persamaan garis lurus : $M \cdot r^2 = 219,46 (1 + 0,08 r^2)$ dengan koef. korelasi 0,99. Dari persamaan ini diperoleh hamburan neutron pada

jarak 1 m adalah 8 % sedangkan respon yang berasal dari sumber netron itu sendiri adalah 219,46 cps.

Dari pengukuran di dua ruangan tersebut di atas menunjukkan bahwa pada ruang yang berukuran cukup besar dan tanpa atap hamburan netron masih cukup besar. Kemungkinan besar hamburan ini berasal dari lantai yang hanya berjarak 120 cm dari sumber netron sedangkan dari dinding tidak memberikan kontribusi yang besar karena jaraknya sekitar 700 cm.

Sebagai perbandingan, pengukuran menggunakan metoda yang sama pernah dilakukan di ruang kalibrasi NRL yang berukuran panjang 7,1 m , 4,6 m lebar dan tinggi 3,5 m terhadap sumber radiasi netron ^{252}Cf . Pengukuran dilakukan dengan rem meter dengan detektor berbentuk bola berdiameter 9 inch mendapatkan persamaan garis lurus $M.r^2 = 1070 (1 + 0,20 r^2)$, sedangkan menggunakan “Bonner Sphere” berdiameter 3 inch mendapatkan persamaan garis lurus $M.r^2 = 386 (1 + 1,24 r^2)$ (3). Hasil ini walaupun tidak bisa dibandingkan secara kuantitatif karena perbedaan detektor, konfigurasi dan ukuran ruang dan lain lain namun dapat dijadikan gambaran bahwa hamburan netron di ruang kalibrasi yang kecil cukup besar.

Dari Gambar 2. dapat dilihat bahwa pada jarak mulai dari 150 cm sampai dengan 200 cm kurva mengalami penurunan yang drastis. Meskipun rentang pada jarak ini bukan menjadi perhatian untuk kepentingan kalibrasi, namun perlu diteliti penyebabnya karena kecenderungan ini sangat berbeda dengan beberapa hasil pengukuran yang dilakukan orang (3). Salah satu cara adalah dengan melakukan pengukuran yang sama namun pada arah yang berlawanan. Karena pada pengukuran ini hamburan dari belakang detektor disebabkan oleh dua hal yaitu dinding beton dan pintu yang terbuat dari Pb.

Dari Gambar 2. diperoleh bahwa respon detektor yang hanya berasal dari sumber radiasi netron adalah 225,37 cps. Jika laju dosis ekuivalen sumber netron tersebut pada jarak 100 cm dihitung menggunakan persamaan 2, 3 dan 4 akan diperoleh laju ekuivalen sebesar 84,4 mrem/jam. Dengan demikian respon detektor yang diperoleh dari pengukuran di ruang kalibrasi tersebut adalah $225,37\text{cps}/84,4\text{ mrem/jam} = 2,67\text{ cps/mrem/jam}$ sedangkan respon detektor yang diperoleh di ruang tanpa atap setelah dikoreksi peluruhan adalah $219,46\text{ cps}/83,68\text{ mrem/jam} = 2,62\text{ cps/mrem/jam}^*$. Ketidakpastian pengukuran ini ditaksir sebesar \pm

10 %. Dengan demikian terdapat perbedaan yang tidak signifikan sebesar 1,7 %. Hal ini menunjukkan bahwa walaupun kalibrasi dilakukan di ruang yang jauh berbeda ukurannya asal bisa menentukan faktor koreksi hamburan neutron dari ruang pengukuran akan mendapatkan hasil yang relatif sama.

*Ketidakpastian pengukuran ini ditaksir sebesar $\pm 10\%$.

KESIMPULAN

Dari hasil dan pembahasan tersebut di atas dapat disimpulkan bahwa :

1. Metoda teknik semi empirik ini cukup sesuai untuk digunakan dalam kalibrasi alat ukur radiasi neutron.
2. Jarak detektor ke sumber radiasi antara 50 cm s/d 140 cm mendapatkan persamaan yang mendekati linier sehingga dapat digunakan sebagai jarak kalibrasi untuk detektor tersebut.

DAFTAR PUSTAKA

1. SCHRAUBE, H, CHARTIER, J.L, COSACK, M, DELAFIED, H.J, HUNT, J.B and SCHWARTZ, R.B, Calibration Procedure for Determining The Radiation Response Characteristics of Neutron Measuring Device Used for Radiation Protection, Radiation Protection Dosimetry Vol. 23, Nuclear Technology Publishing, 1988
2. RIMPLER, A, Dose Equivalent Response of Neutron Survey Meters for Several Neutron Fields, Radiation Protection Dosimetry Vol. 44, Nuclear Technology Publishing, 1992
3. EISENHAUER, C.M, SCHWARTZ, R.B, JOHNSON, T, Measurement of Neutron Reflected from The Surfaces of a Calibration Room, Health Physics Vol. 42, Pergamon Press Ltd, 1982
4. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Guidelines on Calibration of Neutron Measuring Devices, IAEA, Vienna, 1988
5. INTERNATIONAL ORGANIZATION for STANDARDIZATION , Neutron Reference Radiation for Calibrating Neutron Measuring Device for Radiation

- Protection Purposes and for determining Their Response as a Function of Neutron Energy, ISO 8529, ISO, 1986
6. 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)
 7. Axton Ej, Cross P, Robertson JC, Calibration of the NPL Standard Ra-Be Photoneutron Source by an Improved Manganese Sulphate Bath Technique, *J. Nucl. Energy* 19, 1965
 8. Certificate of Calibration of a Californium Neutron Source Serial Number NS0738, National Physical Laboratory, 2005
 9. Manual Neutron Monitor NK 7 NRM, Nuclear Enterprice Limited, 1980

KALIBRASI ALAT UKUR KONTAMINASI PERMUKAAN $\beta(\gamma)$ DENGAN DETEKTOR GEIGER MULLER TERHADAP SUMBER RADIASI β STANDAR

C. Tuti Budiantari
PTKMR - BATAN

ABSTRAK

KALIBRASI ALAT UKUR KONTAMINASI PERMUKAAN $\beta(\gamma)$ DENGAN DETEKTOR GEIGER MULLER TERHADAP SUMBER RADIASI β STANDAR. Telah dilakukan kalibrasi alat ukur kontaminasi permukaan $\beta(\gamma)$ Aloka model TGS 133 dengan jenis detektor GM terhadap sumber radiasi standar ^{14}C , ^{147}Pm , ^{36}Cl , $^{90}\text{Sr}+^{90}\text{Y}$, dan $^{106}\text{Rb}+^{106}\text{Rh}$. Kalibrasi dilakukan dengan meletakkan bagian muka detektor pada jarak 0,5 cm dari sumber radiasi. Sebelum kalibrasi dilakukan pengecekan pendahuluan kondisi alat ukur serta pengukuran cacah latar belakang untuk rentang 300 cpm. Sesudah kalibrasi dilakukan pengukuran cacah latar belakang kembali. Faktor kalibrasi dengan satuan ($\text{s}^{-1} \cdot \text{cm}^{-2}/\text{cpm}$) yang diperoleh merupakan hasil bagi antara laju pancaran permukaan ($\text{s}^{-1} \cdot \text{cm}^{-2}$) dengan laju cacah netto rerata (cpm) sedangkan efisiensi alat dengan satuan % merupakan hasil bagi antara laju cacah netto rerata dalam satuan cps dengan hasil kali antara laju pancaran permukaan dengan satuan ($\text{s}^{-1} \cdot \text{cm}^{-2}$) dengan luas efektif detektor $19,6 \text{ cm}^2$. Faktor kalibrasi alat ukur kontaminasi permukaan dengan detektor GM yang diperoleh dengan sumber standar ^{14}C , ^{147}Pm , ^{36}Cl , $^{90}\text{Sr}+^{90}\text{Y}$, $^{106}\text{Rb} + ^{106}\text{Rh}$ berturut-turut adalah $1,08 \times 10^{-2}$; $5,10 \times 10^{-3}$; $1,45 \times 10^{-3}$; $1,46 \times 10^{-3}$ dan $1,58 \times 10^{-3}$ dan efisiensi alat ukur tersebut untuk sumber-sumber di atas adalah 7,89 %; 16,96 %; 58,55 %, 58,07 % dan 53,89 %.

ABSTRACT

CALIBRATION OF A $\beta(\gamma)$ SURFACE CONTAMINATION MEASURING INSTRUMENT WITH GEIGER MULLER DETECTOR TO β STANDARD RADIATION SOURCES. Calibration of a TGS 133 $\beta(\gamma)$ surface contamination measuring instrument with Geiger Muller detector made in Aloka to ^{14}C , ^{147}Pm , ^{36}Cl , $^{90}\text{Sr}+^{90}\text{Y}$, dan $^{106}\text{Rb}+^{106}\text{Rh}$ standard radiation sources had been done. Calibration was done by placing the front face of detector at 0.5 cm distance from active surface radiation source. Checking of measuring instrument condition before calibration and background for 300 cpm before and after calibration must be done. Calibration factor ($\text{s}^{-1} \cdot \text{cm}^{-2}/\text{cpm}$) obtained was a ratio between surface emission rate ($\text{s}^{-1} \cdot \text{cm}^{-2}$) and net counting rate (cpm). Calibration factor of a TGS 133 surface contamination measuring instrument with Geiger Muller detector to ^{14}C , ^{147}Pm , ^{36}Cl , $^{90}\text{Sr}+^{90}\text{Y}$, dan $^{106}\text{Rb}+^{106}\text{Rh}$ standard radiation sources obtained were 1.08×10^{-2} ; 5.10×10^{-3} ; 1.45×10^{-3} ; 1.46×10^{-3} and 1.58×10^{-3} and their efficiencies for the above radiation sources were 7.89 %; 16.96 %; 58.55 %, 58.07 % dan 53.89 %.

PENDAHULUAN

Berbagai macam alat ukur radiasi seperti surveimeter, monitor area, dosimeter perorangan, monitor lingkungan dan alat monitor kontaminasi digunakan dalam fasilitas-fasilitas untuk tujuan proteksi radiasi. Untuk penerapannya alat ukur radiasi tidak hanya sesuai untuk tujuan pemantauan tetapi juga terkalibrasi sesuai dengan besaran yang diukur.

Salah satu alat ukur radiasi yang digunakan untuk tujuan proteksi radiasi adalah alat ukur kontaminasi permukaan. Alat ukur ini digunakan untuk mendeteksi adanya bahan radioaktif pemancar foton, alpha dan atau beta pada permukaan peralatan, atau pada baju dan kulit pekerja radiasi. Alat ukur ini terdiri dari rangkaian alat deteksi yang umumnya berupa tabung pencacah proporsional atau Geiger Muller, detektor *solid state*, sintilasi atau semikonduktor dan rangkaian alat ukur seperti *amplifier*, *discriminator*, meter dan lain-lain. [1]

Agar diperoleh hasil deteksi yang akurat maka alat ukur tersebut perlu dikalibrasi dengan sumber radiasi standar yang tertelusur ke laboratorium dosimetri standar primer.

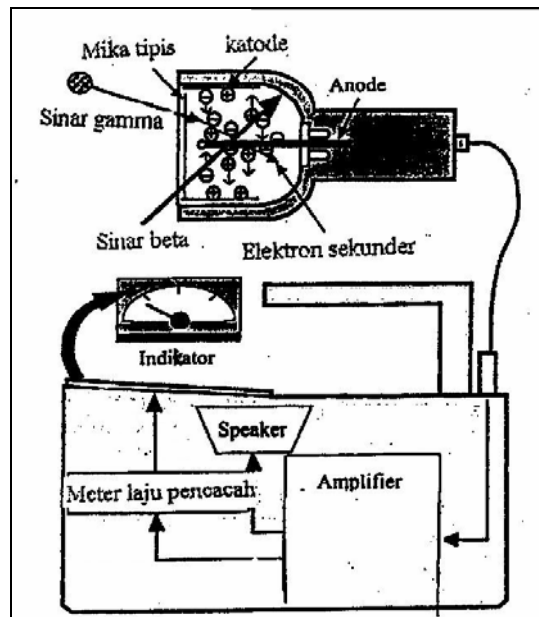
Dalam makalah ini akan dibahas hasil kalibrasi dan efisiensi alat ukur kontaminasi permukaan dengan jenis detektor Geiger Muller terhadap sumber radiasi beta standar ^{14}C , ^{147}Pm , ^{36}Cl , $^{90}\text{Sr}+^{90}\text{Y}$, dan $^{106}\text{Rb}+^{106}\text{Rh}$ yang digunakan untuk mendeteksi adanya radiasi beta di Laboratorium Kalibrasi dan Standar Radiasi JNC, Tokai Jepang.

TEORI

Ada dua jenis alat ukur yang digunakan untuk mendeteksi kontaminasi permukaan [2] yaitu :

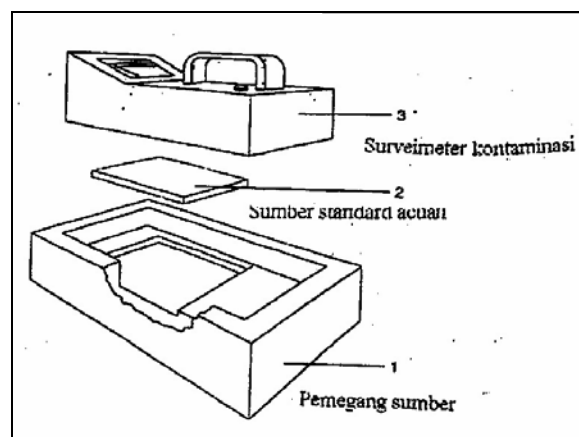
1. Alat untuk mengukur kontaminasi permukaan (*surface contamination meter*) . Alat ukur ini dihubungkan secara elektronik dengan satu atau lebih detektor yang dirancang untuk mengukur kontaminasi permukaan dalam satuan aktivitas per satuan luas.
2. Alat untuk memantau adanya kontaminasi permukaan (*surface contamination monitor*). Alat pemantau dilengkapi dengan alarm. Jika kontaminasi dari suatu permukaan tertentu melebihi batas yang diijinkan maka alarm akan berbunyi.

Salah satu rangkaian alat ukur kontaminasi permukaan $\beta(\gamma)$ dengan detektor GM dapat dilihat pada Gambar 1 di bawah ini.



Gambar 1. Rangkaian alat ukur kontaminasi permukaan $\beta(\gamma)$ dengan detektor GM

Kalibrasi alat ukur kontaminasi dilakukan dengan menempatkan bagian muka detektor pada jarak 5 mm atau 10 mm ke permukaan aktif sumber seperti yang direkomendasikan oleh pabrik. Oleh sebab itu perlu untuk menggunakan pemegang sumber yang dirancang untuk menempatkan detektor. Rangkaian kalibrasi alat ukur kontaminasi dapat dilihat pada Gambar 2.



Gambar 2. Rangkaian kalibrasi alat ukur kontaminasi

Ada 2 Level sumber radiasi acuan yang umumnya digunakan yaitu :

Level I : Sumber standar acuan yang harus telah dikalibrasi secara langsung di laboratorium standar nasional dalam bentuk laju pancaran permukaan

Level II : Sumber standar acuan yang harus dikalibrasi di laboratorium yang diakui dalam bentuk laju pancaran permukaan dengan alat ukur acuan dimana efisiensinya telah diukur dengan sumber standar acuan level I.

Untuk sumber dengan level I sumber acuan diukur dengan metode absolut atau dengan alat ukur yang telah dikalibrasi dengan sumber standar yang telah diukur secara absolut. Sumber acuan yang biasanya digunakan untuk kalibrasi alat ukur permukaan biasanya berbentuk planar dan diletakkan pada bahan dengan koefisien hamburan rendah misalnya plastik atau aluminium.

Sumber radiasi yang biasanya digunakan untuk kalibrasi alat ukur kontaminasi permukaan yang mendeteksi radiasi beta dapat dilihat pada Tabel 1. [1,4]

Tabel 1. Radionuklida beta untuk kalibrasi

Radionuklida	Energi beta maksimum (keV)	Waktu paro (hari)
³ H	19	4493
⁶³ Ni	66	36500
¹⁴ C	156	2093000
³⁵ S	167	87,44
¹⁴⁷ Pm	225	957
¹⁸⁵ W	433	75,1
³⁶ Cl	709	1099,108
²⁰⁴ Tl	763	1381
²¹⁰ Bi	1162	5,01
⁸⁹ Sr	1492	50,5
⁹⁰ Sr + ⁹⁰ Y	2274	10483
¹⁰⁶ Ru + ¹⁰⁶ Rh	3541	373

Sumber yang digunakan dalam kalibrasi sebaiknya sumber yang tidak terkolimasi dan mempunyai permukaan aktif yang lebih besar dari permukaan detektor yang akan dikalibrasi. Untuk sumber dengan permukaan aktif yang lebih kecil dari permukaan detektor yang akan dikalibrasi maka kalibrasi harus dilakukan pada beberapa posisi untuk memperoleh hasil kalibrasi dengan ketelitian yang sama.[1]

Untuk alat ukur yang mempunyai skala linier, kalibrasi dilakukan minimal 1 posisi untuk setiap rentang antara 50 % dan 75 % dari skala maksimum. Sedangkan untuk alat ukur yang mempunyai skala logaritmik maka kalibrasi dilakukan untuk setiap rentang efektif pengukuran.[1]

Faktor kalibrasi alat ukur kontaminasi permukaan dapat diperoleh dengan menggunakan persamaan di bawah ini (1) :

$$CF = \frac{S_A}{M - M_b} \dots\dots\dots (1)$$

dengan :

CF adalah faktor kalibrasi alat ukur kontaminasi

S_A adalah laju pancaran permukaan per satuan luas berdasarkan sertifikat sumber radionuklida (s⁻¹. cm⁻²)

M adalah laju cacah alat ukur kontaminasi permukaan ketika disinari dengan sumber radiasi pada jarak yang digunakan (s⁻¹)

M_b adalah laju cacah latar belakang alat ukur kontaminasi permukaan (s⁻¹)

Sedangkan efisiensi alat ukur tersebut , Eff, dapat diperoleh dengan menggunakan persamaan:

$$Eff = \frac{\text{laju cacah netto (cpm)/60(detik/menit)}}{\text{Laju pancaran permukaan (s}^{-1} \cdot \text{cm}^{-2}) \times \text{luas efektif detektor}} \times 100\% \dots\dots\dots(2)$$

TATA KERJA

Peralatan

Spesifikasi alat ukur kontaminasi yang akan dikalibrasi dan sumber radiasi yang digunakan untuk kalibrasi dapat dilihat pada Tabel 2 dan Tabel 3.

Tabel 2. Spesifikasi alat ukur kontaminasi permukaan dengan detektor GM yang akan dikalibrasi [4]

Model / Nomor seri	:	surveimeter $\beta(\gamma)$ TGS 133 / Ro 4536
Buatan	:	Aloka, Jepang
Detektor GM	:	Jenis GM 5004 Ketebalan jendela : 2,5 mg/cm ² Diameter 50 mm ;Luas efektif : 19,6 cm ²
Tegangan kerja (HV)	:	1100 \pm 50 V
Panjang plato	:	150 V
Radiasi yang dideteksi	:	Partikel beta
Laju pencacahan	:	0-100 cpm s/d 0 - 100 kcpm dalam 7 rentang
Tetapan waktu	:	3,10 dan 30 detik
Monitor audio	:	1 pulsa / cacah

Tabel 3. Spesifikasi sumber radiasi level I yang digunakan untuk kalibrasi

Radionuklida	¹⁴ C	¹⁴⁷ Pm	³⁶ Cl	⁹⁰ Sr- ⁹⁰ Y	¹⁰⁶ R - ¹⁰⁶ Rh
Energi maksimum sinar β	156 keV	225 keV	709 keV	2274 keV	3541 keV
Waktu paro	5730 tahun	2,62 tahun	3x10 ⁵ tahun	28,5 tahun	1,01 tahun
Aktivitas	3,32 kBq	2,54 kBq	1,40 kBq	1,36 kBq	4,40 kBq
Laju pancaran permukaan β (dalam 2π steradian)	1,27x10 ³ s ⁻¹	1,21x10 ³ s ⁻¹	879 s ⁻¹	1,73x10 ³ s ⁻¹	4,19x10 ³ s ⁻¹
Tanggal acuan	4-3-1997	10-3- 1997	12 - 9-1996	18-9- 1996	11-11- 1996
Dimensi permukaan aktif	150 mm x 100 mm	150 mm x 100 mm	150 mm x 100 mm	150 mm x 100 mm	150 mm x 100 mm
Dimensi total	170 mm x 120 mm x 3 mm	170 mm x 120 mm x 3 mm	170 mm x 120 mm x 3 mm	170 mm x 120 mm x 3 mm	170 mm x 120 mm x 3 mm
Ketertelusuran	PTB	PTB	PTB	PTB	PTB
Ketidakpastian relatif aktivitas	± 5 %	± 5 %	± 5 %	± 5 %	± 10 %
Ketidakpastian relatif laju pancaran permukaan	± 5 %	± 5 %	± 5 %	± 5 %	± 5 %
Laju pancaran per tanggal kalibrasi (s ⁻¹ . cm ⁻²)	8,46	3,10	5,86	10,4	1,87

Kalibrasi

Kondisi alat ukur yang akan dikalibrasi yang meliputi kondisi bagian dalam dan luar alat termasuk mika tipis yang digunakan , catu daya tegangan rendah , catu daya tegangan tinggi, pengukuran plato, *noise* yang disebabkan oleh kabel, pengaturan *gain amplifier*, pengaturan *discriminator*, dan pengaturan penunjukkan meter dicek terlebih dahulu. Setelah itu dilakukan pengukuran cacah latar belakang pada rentang ukur 300 cpm.

Sumber beta ¹⁴Cl diletakkan di tempatnya. Setelah itu detektor diletakkan secara hati-hati di atas permukaan sumber dengan jarak 0,5 cm. Kemudian rentang ukur diatur sesuai

dengan sumber yang digunakan dan ditunggu beberapa lama sampai bacaan laju cacah stabil. Jika bacaan sudah stabil maka bacaan yang diperoleh dicatat. Dengan cara yang sama dilakukan untuk sumber beta ^{147}Pm , $^{90}\text{Sr}+^{90}\text{Y}$, dan $^{106}\text{Rb}+^{106}\text{Rh}$.

Setelah selesai kalibrasi maka dilakukan pengukuran cacah latar belakang pada rentang ukur 300 cpm sesuai dengan saat pengecekan cacah latar belakang sebelum kalibrasi dilakukan. Dengan menggunakan persamaan (1) dan (2) berturut-turut dapat diperoleh faktor kalibrasi dan faktor efisiensi alat ukur kontaminasi permukaan $\beta(\gamma)$ dengan detektor GM.

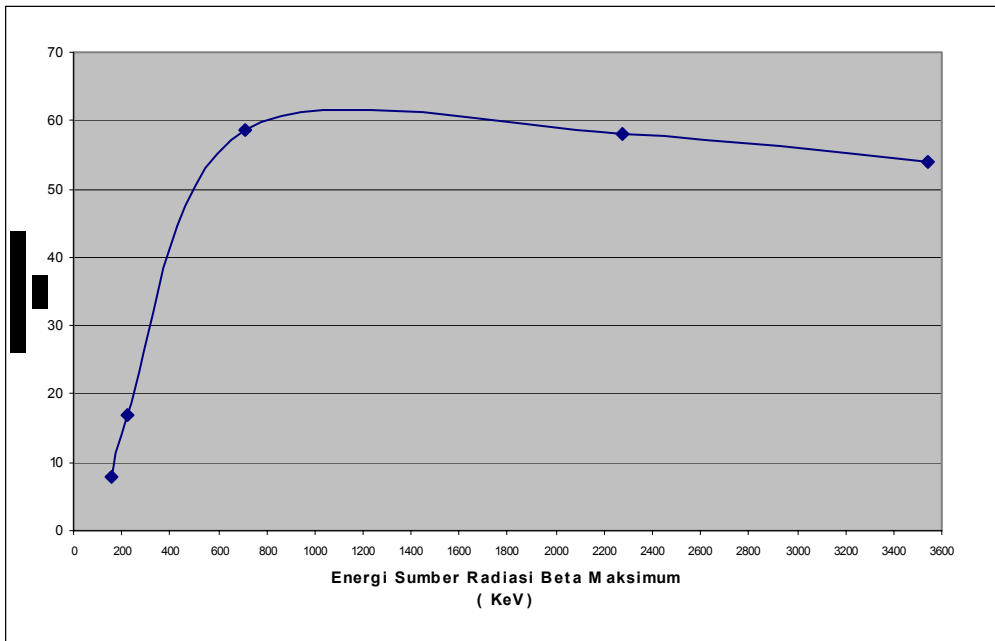
HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil kalibrasi alat ukur kontaminasi permukaan $\beta(\gamma)$ dengan detektor GM dapat dilihat pada Tabel 4 dan grafik efisiensi antara energi dan efisiensi alat dapat dilihat pada Gambar 3.

Tabel 4. Hasil perhitungan faktor kalibrasi dan efisiensi alat ukur kontaminasi permukaan $\beta(\gamma)$ dengan berbagai sumber radiasi standar

Radionuklida	^{14}C	^{147}Pm	^{36}Cl	$^{90}\text{Sr}+^{90}\text{Y}$	$^{106}\text{Rb}+^{106}\text{Rh}$
Laju pancaran permukaan saat kalibrasi ($\text{s}^{-1} \cdot \text{cm}^{-2}$)	$8,46 \pm 5\%$	$3,10 \pm 5\%$	$5,86 \pm 5\%$	$10,4 \pm 5\%$	$1,87 \pm 5\%$
Laju cacah latar belakang rerata (cpm)	65	65	65	65	65
Laju cacah rerata (cpm)	850	683,3	4100	7166,7	1250
Laju cacah netto (cpm)*)	$785 \pm 5,9 \%$	$618,3 \pm 4,2 \%$	$4035 \pm 2,4 \%$	$7101,7 \pm 2,3\%$	$1185 \pm 4,0 \%$
Rentang	3K	3K	10K	10K	3K
Faktor Kalibrasi ($\text{s}^{-1} \cdot \text{cm}^{-2}/\text{cpm}$)	$1,08 \times 10^{-2} \pm 7,2 \%$	$5,01 \times 10^{-3} \pm 6,0\%$	$1,45 \times 10^{-3} \pm 5,5 \%$	$1,46 \times 10^{-3} \pm 5,5 \%$	$1,58 \times 10^{-3} \pm 6,0 \%$
Efisiensi alat (%)	7,89 %	16,96%	58,55%	58,07%	53,89 %

*) Laju cacah netto = laju cacah rerata – laju cacah latar belakang rerata



Gambar 3. Hubungan antara energi sumber radiasi beta maksimum (keV) dan efisiensi alat (%).

Berdasarkan Gambar 3 dapat diperoleh besarnya efisiensi alat untuk sumber radiasi beta lainnya yang berada dalam rentang energi 156 keV s/d 3541 keV. Dengan diketahuinya efisiensi alat tersebut dapat dihitung besarnya laju pancaran sumber radiasi beta yang digunakan berdasarkan persamaan (2) serta faktor kalibrasinya untuk sumber beta tersebut berdasarkan persamaan (1).

Karena bacaan alat ukur yang dikalibrasi berbeda satuan dengan sumber radiasi beta yang digunakan maka tidak ada batasan untuk faktor kalibrasinya. Untuk mengetahui alat tersebut dapat atau tidak digunakan dapat dilihat dari hasil pengecekan pendahuluan alat sebelum dikalibrasi.

KESIMPULAN

Telah diperoleh besarnya faktor kalibrasi alat ukur kontaminasi dengan detektor GM terhadap sumber standar ¹⁴C, ¹⁴⁷Pm, ³⁶Cl, ⁹⁰Sr+⁹⁰Y, ¹⁰⁶Rb + ¹⁰⁶Rh berturut-turut adalah 1,08 x 10⁻² ; 5,10 x 10⁻³; 1,45 x 10⁻³ 1,46 x 10⁻³ dan 1,58 x 10⁻³ dan efisiensi alat ukur tersebut untuk sumber-sumber di atas adalah 7,89 %; 16,96 %; 58,55 %, 58,07 % dan 53,89 %.

UCAPAN TERIMA KASIH

Penulis mengucapkan terima kasih kepada Dr. T. Momose, Satoshi Mikami dan Tadayoshi Suzuki yang telah membantu terlaksananya kalibrasi ini.

DAFTAR PUSTAKA

1. International Atomic Energy Agency, Safety Reports Series No. 16, IAEA, Vienna (2000).
2. International Electrotechnical Commission, Alpha, Beta and Alpha-Beta Contamination Meters and Monitors, IEC Publication 325, Geneva (1981).
3. International Standards Organization, Reference Sources for the Calibration of Surface Contamination Monitors _ Electrons of Energy Less than 0,15 MeV and Photons of Energy Less than 1,5 MeV, ISO Standard 8769-2, Geneva (1996).
4. Manual alat ukur kontaminasi permukaan $\beta(\gamma)$ TGS 133

UJI KESTABILAN PENCACAH RADIASI DOSE CALIBRATOR

Holnisar dan Agung Agusbudiman
PTKMR - BATAN

ABSTRAK

UJI KESTABILAN PENCACAH RADIASI DOSE CALIBRATOR. Pengujian kestabilan keluaran Dose Calibrator ini dilakukan untuk memperoleh akurasi dan mutu hasil pengukuran. Stabil tidaknya alat ini dapat dilihat dari hasil nilai Chi – Square (X^2) yang didapat. Dari pengukuran ini nilai X^2 yang didapat adalah 4,000, lebih kecil dari rentang probabilitas 0,1 - 0,9 dari tabel Chi – Square yaitu $11,651 < X^2 < 27,204$. Dari data pengukuran ini dapat disimpulkan bahwa alat Dose Calibrator ini perlu dievaluasi kembali. Untuk menjamin mutu dan akurasi hasil pengukuran, alat ini harus selalu diuji secara berkala dan data uji dicatat dalam bentuk diagram kendali.

Kata kunci: Uji kestabilan, Dose Calibrator, Chi-Square

ABSTRACT

CONSTANCY TEST OF RADIATION COUNTER DOSE CALIBRATOR. Constancy test of Dose Calibrator output is conducted to obtain accuration and quality in radioactive measurement. The constancy of the instrument can be seen from the Chi - Square (X^2) value. The X^2 value resulted from the test is 4.000, smaller than the probability range 0.1 – 0.9 from tables of Chi - Square that is $11.651 < X^2 < 27.204$. From this measurement, it can be concluded that the Dose Calibrator instrument need to be re-evaluated. This instrument has to be tested periodically and the result noted in the form of control chart to guarantee accuration and quality of measurement.

Keywords: Constancy test, Dose Calibrator, Chi-Square

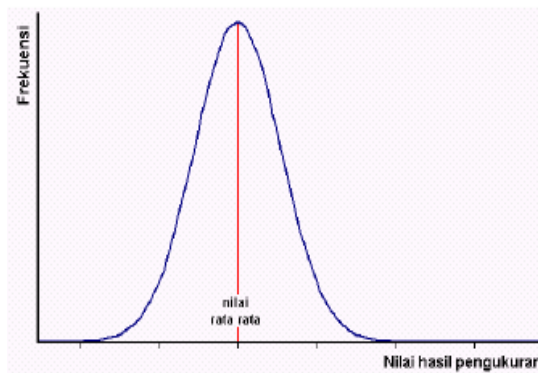
PEDAHULUAN

Untuk menjamin akurasi dan mutu pengukuran, sistem pencacah radiasi yang digunakan harus selalu diuji kestabilannya secara berkala. Dengan 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.

Pada makalah ini sistem pencacah radiasi yang diamati kestabilannya adalah Dose Calibrator. Alat ini banyak digunakan di rumah sakit – rumah sakit yang memiliki fasilitas Kedokteran Nuklir. Dose Calibrator digunakan untuk mengukur dosis radiasi dari sumber radiasi tertentu yang akan disuntikkan ke pasien.

TEORI

Jumlah radiasi yang dipancarkan oleh suatu zat radioaktif bersifat random mengikuti distribusi Gauss atau distribusi Normal. Dengan demikian, pengukuran intensitas radiasi yang dilakukan secara berulang akan menghasilkan nilai yang berubah – ubah dengan kecenderungan di sekitar nilai tertentu, yaitu pada nilai rata – ratanya. Distribusi nilai hasil pengukuran intensitas radiasi yang dilakukan secara berulang – ulang dengan jumlah ulangan yang sangat banyak ditunjukkan pada Gambar 1.



Gambar 1. Distribusi Gauss

Dari tampilan gambar diatas, terlihat bahwa nilai hasil pengukuran berulang akan berfluktuasi di sekitar nilai rata – ratanya. Permasalahannya, fluktuasi nilai hasil pengukuran juga dapat disebabkan oleh ketidakstabilan alat pengukur radiasi itu sendiri. Metode yang digunakan dalam pengujian ini adalah metode Chi Square, yaitu metode pengujian yang bertujuan untuk mengetahui apakah sekumpulan data dari hasil pengukuran mengikuti distribusi Gauss atau tidak.

Prosedur pengujian ini dilakukan dengan cara mengukur intensitas radiasi secara berulang dengan kondisi pengukuran yang sama, sekurang-kurangnya 10 kali, lebih banyak lebih baik. Nilai chi square (X^2) dapat ditentukan dengan persamaan berikut:

$$\chi^2 = \frac{\sum(x_i - \bar{x})^2}{\bar{x}} \dots\dots\dots(1)$$

X_i adalah nilai cacah setiap pengukuran sedangkan \bar{X} adalah nilai rata – rata semua pengukuran. Selain dengan persamaan di atas untuk lebih memudahkan dan mempercepat perhitungan nilai X^2 dapat dicari dengan bantuan program penghitungan secara komputerisasi. Pada pengujian ini program yang digunakan adalah program SPSS.

Kumpulan data hasil pengukuran intensitas radiasi menggunakan sistem pencacah masih dianggap mengikuti distribusi Gauss bila nilai X^2 nya berada dalam rentang nilai probabilitas 0,1 sampai 0,9 dapat dilihat pada Tabel 1. Tabel chi square. Nilai kesetabilan (X^2) ini sangat dipengaruhi oleh jumlah pengulangan pengukuran. Semakin banyak pengulangan semakin lebar rentang nilai chi square yang dapat diterima sebagai distribusi Gauss.

Tabel 1. Tabel Chi Square Test ^[1]

Derajat Kebebasan* (N – 1)	Dengan probabilitas						
	0,99	0,95	0,90	0,50	0,10	0,05	0,01
	Hasil hitung nilai Chi-Square akan sama dengan atau lebih besar dari						
2	0,020	0,103	0,211	1,386	4,605	5,991	9,210
3	0,115	0,325	0,584	2,366	6,251	7,815	11,345
4	0,297	0,711	1,064	3,357	7,779	9,488	13,277
5	0,554	1,145	1,610	4,351	9,236	11,070	15,086
6	0,872	1,635	2,204	5,348	10,645	12,692	16,812
7	1,239	2,167	2,833	6,346	12,017	14,067	18,475
8	1,646	2,733	3,490	7,344	13,362	15,507	20,090
9	2,088	3,325	4,168	8,343	14,684	16,919	21,666
10	2,558	3,940	4,865	9,342	15,987	18,307	23,290
11	3,053	4,575	5,578	10,341	17,275	19,675	24,275

Tabel 1. Tabel Chi Square Test (Lanjutan)

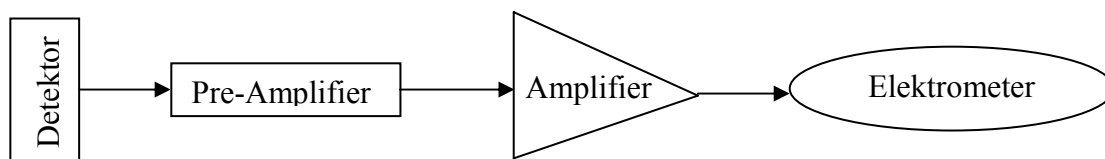
Derajat kebebasan* (N – 1)	Dengan probabilitas						
	0,99	0,95	0,90	0,50	0,10	0,05	0,01
	Hasil hitung nilai Chi-Square akan sama dengan atau lebih besar dari						
12	2,571	5,226	6,304	11,340	18,549	21,026	26,217
13	4,107	5,892	7,042	12,340	19,812	22,362	27,688
14	4,660	6,571	7,790	13,339	21,064	23,685	29,141
15	5,229	7,261	8,547	14,339	22,307	24,996	30,578
16	5,812	7,962	9,312	15,338	23,342	25,296	32,000
17	6,408	8,672	10,085	16,338	24,679	27,587	33,409
18	7,015	9,390	10,865	17,338	25,989	28,689	34,805
19	7,633	10,117	11,651	18,338	27,204	30,144	36,191
20	8,260	10,851	12,443	19,337	28,412	31,410	37,566
21	8,897	11,591	13,240	20,337	9,615	32,671	38,392
22	9,542	12,338	14,041	21,337	30,813	33,924	40,289
23	10,196	13,091	14,848	22,337	32,007	35,172	41,638
24	10,586	13,848	15,659	23,337	33,196	36,415	42,980
25	11,534	14,611	16,473	24,337	34,382	37,382	44,314
26	12,198	15,379	17,292	25,336	35,563	38,885	45,462
27	12,879	16,151	18,114	26,336	36,741	40,113	46,963
28	13,565	16,928	18,939	27,338	37,916	41,337	48,278
29	14,256	17,708	19,768	28,336	39,087	42,557	49,558

*Derajat kebebasan biasanya memiliki selisih 1 nilai (N-1) dari jumlah yang diamati (N)

TATA KERJA

Pada pengujian ini alat yang digunakan adalah Dose Calibrator. Alat ini banyak digunakan di rumah sakit – rumah sakit yang memiliki fasilitas Kedokteran Nuklir

Sebelum melakukan pengukuran sebaiknya alat dipanaskan dahulu selama ± 20 menit serta suhu dan kelembaban dikondisikan sesuai dengan petunjuk manual agar diperoleh hasil pengukuran yang optimal.



Gambar.2 Diagram Balok Sistem Pencacah Dose Calibrator

Setelah alat ukur terkondisikan, pengujian dilakukan dengan mengukur sumber radiokatif ^{131}I pada tombol ^{131}I . Pengambilan data dilakukan dengan pengulangan sebanyak dua puluh kali. Pengujian ini hanya dilakukan pada satu tombol saja dikarenakan keterbatasan sumber yang dimiliki. Hasil pengukuran Dose Calibrator ini dapat dilihat pada Tabel 2, di bawah ini.

HASIL DAN PEMBAHASAN

Dari pengujian tadi dapat ditentukan nilai X^2 alat tersebut. Pada pengolahan data ini digunakan program komputerisasi SPSS. Program ini digunakan untuk memudahkan pengolahan data yang ada. Dengan program ini data hasil pengolahan dapat ditampilkan secara sederhana seperti tampilan di bawah ini.

Tabel 2. Hasil cacahan Dose Calibrator

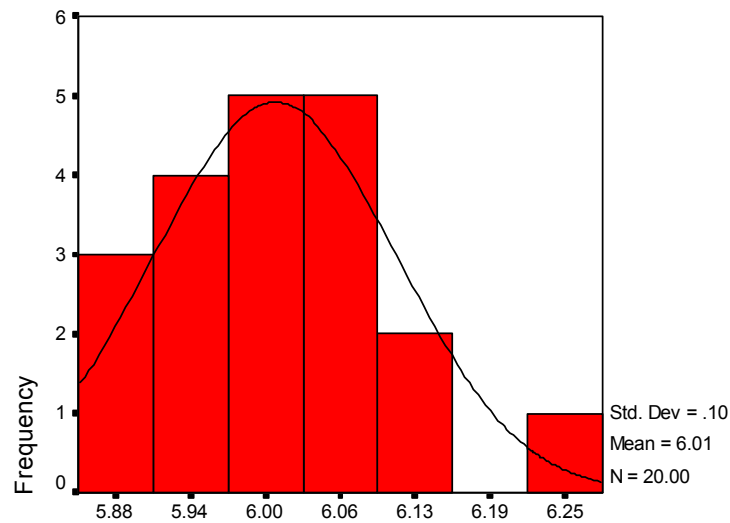
No	Cacahan (mCi)
1	5,87
2	6,12
3	5,85
4	5,87
5	6,07
6	6,01
7	6,24
8	6,03
9	5,94
10	6,05
11	6,10
12	6,01
13	6,09
14	5,99
15	5,92
16	6,01
17	6,08
18	6,09
19	5,91
20	5,91

Tabel 3. Hasil Uji Statistik

N	20
Rerata	6,0080
Std. Deviasi	0,10118
Varian	0,01024
Minimum	5,85
Maksimum	6,24
Jumlah	120,16

Tabel 4. Tabel Frekuensi

Nilai Hasil Cacah	Frekuensi	Persen Frekuensi	Persen Kumulatif
5,85	1	5,0	5,0
5,87	2	10,0	15,0
5,91	2	10,0	25,0
5,92	1	5,0	30,0
5,94	1	5,0	35,0
5,99	1	5,0	40,0
6,01	3	15,0	55,0
6,03	1	5,0	60,0
6,05	1	5,0	65,0
6,07	1	5,0	70,0
6,08	1	5,0	75,0
6,09	2	10,0	85,0
6,10	1	5,0	90,0
6,12	1	5,0	95,0
6,24	1	5,0	100,0
Total	20	100,0	



Gambar 3. Kurva Hasil Uji

Tabel 5. Hasil Uji Chi-Square

Nilai Hasil Cacah	N* pengamatan	N Harapan	Selisih
5,85	1	1,3	-0,3
5,87	2	1,3	0,7
5,91	2	1,3	0,7
5,92	1	1,3	-0,3
5,94	1	1,3	-0,3
5,99	1	1,3	-0,3
6,01	3	1,3	1,7
6,03	1	1,3	-0,3
6,05	1	1,3	-0,3
6,07	1	1,3	-0,3
6,08	1	1,3	-0,3
6,09	2	1,3	0,7
6,10	1	1,3	-0,3
6,12	1	1,3	-0,3
6,24	1	1,3	-0,3
Total	20		

* N = Frekuensi

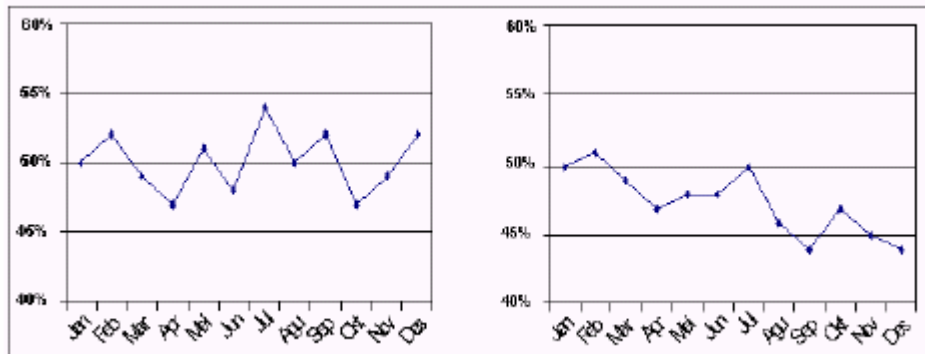
Hasil Uji Statistik

Chi-Square	4,000
Derajat Kebebasan	14
Angka Kebermaknaan	0,995

KESIMPULAN DAN SARAN

Dari hasil pengolahan data diatas nilai Chi – Square (X^2) yang didapat adalah 4,000. Nilai X^2 untuk keluaran alat ukur radiasi yang baik adalah bila nilainya masuk dalam rentang nilai probabilitas 0,1 sampai 0,9 dapat dilihat pada Tabel 1. Tabel Chi – Square, yaitu $11,651 < X^2 < 27,204$. Dari data ini dapat disimpulkan bahwa alat ukur Dose Calibrator ini tidak stabil, perlu dievaluasi kembali kinerjanya.

Untuk menjamin mutu dan akurasi pengukuran maka sistem pencacah radiasi yang digunakan harus selalu diuji secara berkala dan disarankan nilai hasil pengujian sebaiknya dicatat dalam bentuk diagram kendali. Diagram kendali merupakan suatu instrumen yang sangat bermanfaat dalam perawatan suatu sistem pencacah. Diagram kendali ini mencatat nilai – nilai parameter di atas yang dilakukan secara berkala, misalnya setiap bulan dan ditampilkan dalam bentuk grafik, dicontohkan seperti Gambar 4.



Gambar 4. Contoh Diagram kendali nilai efisiensi

Gambar di atas memperlihatkan diagram kendali nilai efisiensi pada gambar sebelah kiri menunjukkan nilai efisiensi yang normal, berfluktuasi di dalam rentang nilai tertentu, sedang gambar disebelah kanan menunjukkan degradasi nilai efisiensi.

Dengan melihat diagram kendali maka kinerja kerja sistem pencacah dapat dipantau secara berkala, sehingga bila grafik diagram kendali terjadi perubahan yang mempunyai kecenderungan naik ataupun turun, maka sistem pecacah dapat segera dievaluasi.

DAFTAR PUSTAKA

1. Diktat Diklat Pengujian Sistem Pencacah Radiasi PUSDIKLAT – BATAN 2006
2. NAZIR, F. , Introduksi Statistik Bagi Pranata PTKMR – BATAN, September 2006.

KALIBRASI ENERGI DAN EFISIENSI DETEKTOR HPGe MODEL GC1018 PADA RENTANG ENERGI 121 SAMPAI 1408 keV DENGAN SUMBER STANDAR Eu-152 LMRI

Wijono dan Rosdiani
PTKMR – BATAN

ABSTRAK

KALIBRASI ENERGI DAN EFISIENSI DETEKTOR HPGe MODEL GC1018 PADA RENTANG ENERGI 121 SAMPAI 1408 keV DENGAN SUMBER STANDARD Eu-152 LMRI. Telah dilakukan kalibrasi energi dan efisiensi detektor HPGe model GC1018 pada rentang energi 121 sampai 1408 keV dengan sumber standar Eu-152 LMRI. Dalam kalibrasi ini diambil 9 tingkat energi dari sumber multi gamma Eu-152, yaitu pada energi 121,8 ; 244,7 ; 344,3 ; 411,1 ; 444,0 ; 778,9 ; 964,1 ; 1112,0 dan 1408,0 keV. Tegangan kerja detektor HPGe Model GC1018 diatur 4500 Volt dan berpolaritas positif (+) sesuai karakteristiknya. Sumber standar ke detektor diatur pada jarak 25 cm sehingga diperoleh prosentase waktu mati yang kecil sekitar 1,52%. Agar diperoleh prosentase kesalahan pencacahan yang kecil maka kalibrasi dilakukan dengan waktu 7200 detik dan diulang 10 kali cacahan. Data-data pencacahan diolah dengan program Genie 2000. Hasil data akhir kalibrasi energi berupa salur dan energi. Selanjutnya dibuat kurva linier kalibrasi energi yang menghasilkan persamaan $y = 0,1894 x + 0,5851$ dimana energi fungsi dari channel. Data-data pencacahan kalibrasi efisiensi meliputi energi, cacah per detik (cps), probabilitas pancaran gamma (%), aktivitas sumber standar pada saat kalibrasi (Bq) dan perhitungan efisiensi. Selanjutnya dibuat kurva eksponensial kalibrasi efisiensi yang menghasilkan persamaan $y = 0,0946 x^{-0,9035}$, dimana efisiensi fungsi dari energi.

Kata kunci : Kalibrasi, energi, efisiensi, detektor, sumber standar

ABSTRACT

ENERGY AND EFFICIENCY CALIBRATING OF HPGe DETECTOR OF GC1018 MODEL ON 121 UNTIL 1408 keV ENERGY SPANNING WITH STANDARD SOURCE OF Eu-152 LMRI. Energy and efficiency calibrating of HPGe detector of GC1018 model on 121 until 1408 keV energy spanning with standard source of Eu-152 LMRI has been carried out. In calibrating this taken 9 level of energy of Eu-152 gamma multi source, that is energy 121.8 ; 244.7 ; 344.3 ; 411.1 ; 444.0 ; 778.9 ; 964.1 ; 1112.0 and 1408.0 keV. Active voltage of HPGe detector of GC1018 Model arranged 4500 Volt and positive polarity (+) according to it's characteristic. Standard source to detector arranged distance 25 cm is so that obtained the small percentage of dead time about 1.52%. So that obtained the small percentage of counting error hence calibrating conducted with time 7200 seconds and repeated 10 times count. Counting data processed with program of Genie 2000. Final data result of energy calibrating is channel and energy. Is hereinafter to made linear curve of energy calibrating that equation result of $y = 0.1894 x + 0.5851$, where function energy of channel. Counting datas of efficiency calibrating such as the energy, count per second (cps), gamma radiation probability (%), activity of standard source at the calibrating process (Bq) and efficiency calculation. Is hereinafter to made exponential curve of efficiency calibrating that equation result of $y = 0.0946 x^{-0.9035}$, where function efficiency of energy.

Keywords : Calibrate, energi, efficiency, detector, source standard

PENDAHULUAN

Spektrometri gamma (γ) adalah metode pengukuran aktivitas zat radioaktif yang bersifat nisbi (relatif), sehingga perlu dikalibrasi terlebih dahulu secara cermat dan teliti sebelum digunakan dalam pengukuran/analisis. Ada dua macam kalibrasi yang perlu dilakukan yaitu kalibrasi energi dan efisiensi. Kalibrasi energi dilakukan untuk menentukan hubungan antara nomor salur (Chanel No.) dan energi radiasi gamma pada kondisi kerja (tegangan tinggi, gain penguat dan lain-lain) yang sama. Kalibrasi ini dilakukan dengan mencacah sumber radioaktif standar yang sudah diketahui energinya dengan tepat dan benar. Kalibrasi energi pada Sistem Pencacah Spektrometer γ diperlukan untuk tujuan analisis kualitatif. Kalibrasi efisiensi dilakukan untuk menentukan hubungan antara energi dan efisiensi. Besarnya efisiensi ini ditentukan dengan perhitungan nilai cacah per detik (cps), probabilitas pancaran sinar gamma (*yield*) dan aktivitas sumber radioaktif standar. Nilai cps diperoleh dari hasil pencacahan, *yield* diperoleh dari standar acuan yang digunakan dan aktivitas diperoleh dari hasil perhitungan peluruhan saat pengukuran sumber standar. Kalibrasi efisiensi ini digunakan untuk tujuan analisis kuantitatif.

Sumber radioaktif Eu-152 adalah sumber pemancar multi gamma dengan energi 121 sampai 1400 keV. Oleh karena itu sumber ini banyak digunakan untuk kalibrasi sistem spektrometer gamma. Pada umumnya kalibrasi dilakukan pada rentang energi 100 keV sampai 1500 keV, karena pada rentang tersebut memiliki hubungan pendekatan linier yang baik antara energi (keV) dan nomor salur. Untuk itu maka sumber Eu-152 sangat tepat digunakan sebagai standar untuk keperluan kalibrasi tersebut.

TEORI

Kesamaan jarak cuplikan ke detektor terhadap jarak sumber standar ke detektor pada saat kalibrasi dilakukan adalah sebagian syarat kalibrasi. Biasanya jarak cuplikan yang sangat dekat jarang dipakai kecuali untuk aktivitas cuplikan sangat rendah. Pada umumnya jarak cuplikan ke detektor diambil antara 25 sampai 30 cm. Hal ini dimaksudkan untuk mengurangi kesalahan-kesalahan yang bisa ditimbulkan oleh terlalu sibuknya rangkaian elektronik spektrometer gamma dalam mengolah signal yang masuk. Kesalahan tersebut dapat terjadi

akibat kehilangan cacah (*pile-up losses*), waktu mati (*dead time*), efek penjumlahan dan sebagainya.^[1]

Hubungan linier kalibrasi energi biasanya dinyatakan secara lebih teliti dan tidak tergantung subyektivitas pembuat kurva ataupun yang menggunakannya. Untuk mengolah data kalibrasi ini menjadi persamaan garis linier biasanya menggunakan metode kuadrat terkecil linier. Namun saat ini ada program *microsoft excel* yang langsung dapat memberikan rumus persamaan linier dan relevansi hubungan linieritas antar titik ordinat y fungsi absis x. Apabila y adalah energi (keV) dan x adalah nomor salur maka terbentuk persamaan kurva kalibrasi energi sebagai berikut :^[1]

$$y = ax + b \dots\dots\dots (1)$$

Aktivitas mula-mula sumber standar (A_0) untuk kalibrasi akan mengalami peluruhan yang besarnya bergantung waktu paronya ($T_{1/2}$) dan lama peluruhan (t) dari sumber yang digunakan. Aktivitasnya pada saat kalibrasi (A_t) akan lebih kecil dibanding aktivitas mula-mula. Selanjutnya A_t ini digunakan dalam perhitungan kalibrasi efisiensi.^[2]

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

Dalam persamaan kurva kalibrasi efisiensi telah ditetapkan ordinat y merupakan fungsi dari absis x, dimana y adalah distribusi perhitungan efisiensi dan x adalah energi (keV). Hasil perhitungan efisiensi (ϵ) pada tiap tingkat energi dipengaruhi oleh besarnya laju cacah standar per detik (R_s) biasa disebut cps, probabilitas pancaran gamma pada tingkat energi tersebut (Y) biasa disebut *yield* dan aktivitas standar saat kalibrasi dalam satuan Becquerel (Bq) yang biasa disebut dps.^[3]

$$\epsilon = \frac{R_s}{A_t \cdot Y} \dots\dots\dots (3)$$

TATA KERJA

Peralatan yang digunakan dalam kalibrasi energi dan efisiensi Detektor HPGe Model GC1018 pada rentang energi 121 sampai 1408 keV adalah :

- Sistem Spektrometer Gamma dengan Detektor HPGe Model GC1018
- Sistem Komputer dengan Program Genie 2000

- Osiloskop, dan
- Bahan : Sumber Standar Europium 152 (Eu-152) LMRI ; Waktu paro = $13,33 \pm 0,1$ Tahun^[4] ; Aktivitas awal (A_0) = 15,18 μCi pada tanggal 4 Januari 1980.



Gambar 1. Sistem Spektrometer Gamma dan Detektor HPGe Model GC1018



Gambar 2. Beberapa Sumber Standar LMRI

Pengoperasian sistem spektrometer gamma dimulai dengan memeriksa kondisi nitrogen cair dalam dewar untuk memastikan kondisi aman detektor. Kondisi aman ini terpenuhi apabila jumlah berat nitrogen cair dan dewar lebih dari 24 kg.^[3] Hal ini ditandai lampu detektor hijau yang menyala. Apabila yang menyala adalah lampu merah maka sistem pendingin detektor tidak memenuhi syarat, sehingga harus mengisi nitrogen cair terlebih dahulu sebelum pengoperasian detektor dilanjutkan.

Setelah kondisi aman detektor terpenuhi maka dapat dilakukan pengoperasian sistem tegangan tinggi (HV) dengan memastikan pada keadaan awal skala tegangan tinggi pada posisi 0 (nol) terlebih dahulu. Saat “*off*” indikator HV harus positif dan *disable*. Setelah HV dinyalakan maka skala potensio HV dapat dinaikkan secara perlahan (per satu skala) sampai 4500 Volt. Kestabilan kenaikan HV dapat dipantau dengan osiloskop yang disambungkan ke “*output*” preamplifier melalui “*input*” signal amplifier. Agar pemantauan kenaikan HV dapat dilakukan dengan teliti maka skala osiloskop diatur maksimal 0,2 Volt. Pada HV posisi 4500 Volt, *channel signal input* osiloskop dipindahkan ke *output* amplifier pada posisi *unipolar*.

Meletakkan sumber standar Eu-152 pada jarak 25 cm dari muka detektor, sehingga diperoleh *dead time* < 5%. Pada kondisi ini sistem spektrometer gamma dipastikan sudah siap operasi, sehingga sistem komputer dengan program Genie 2000 dapat diaktifkan. Agar analisis kalibrasi energi dan efisiensi dapat dilakukan dengan prosentase *error* yang kecil maka pencacahan dilakukan sebanyak 10 kali dan dalam waktu yang relatif lama (2 jam). Untuk menentukan lama pencacahan dalam program Genie 2000 dapat dipilih menu MCA, *acquire set up* dan mengisi *live time* sesuai pilihan. Menu *edit*, *sampel info*, *ok* dan lainnya digunakan untuk mengatur tampilan dan penyimpanan data. Tanda *ROI* diatur dengan arah ke kiri dan ke kanan pada kaki spektrum, lalu menekan *insert*. Untuk membatalkannya dengan menekan *delete*.

Setelah proses pencacahan sumber standar Eu-152 sebanyak 10 kali selesai, maka dapat dilakukan evaluasi data-data hasil cacahannya. Analisis dan perhitungan kalibrasi energi meliputi nomor salur puncak dan energi (keV) tertera pada program Genie 2000. Selanjutnya data-data nomor salur dan energi tersebut dibuat dalam kurva fungsi persamaan sumbu x dan y, di mana $x = \text{nomor salur}$ dan $y = \text{energi (keV)}$. Agar konstanta kalibrasi energi dalam pengukuran tidak berubah, hasil kalibrasi tersebut disimpan dalam program Genie 2000 melalui menu *file* dan *save*.

Setelah diperoleh kurva kalibrasi energi, maka dapat dilakukan analisis dan perhitungan konstanta kalibrasi efisiensi yang meliputi energi kalibrasi (keV), cacah per detik (cps), prosentase kesalahan pencacahannya (%), *yield* (%), efisiensi perhitungan manual dari 10 kali pencacahan dan deviasi standarnya. Sehingga diperoleh hasil akhir berupa kurva kalibrasi efisiensi detektor HPGe model GC1018 dengan sumber standar Eu-152 LMRI.

Kurva kalibrasi efisiensi tersebut berbentuk eksponensial dengan fungsi persamaan sumbu $x =$ energi (keV) dan sumbu $y =$ efisiensi. Penyimpanan konstanta kalibrasi efisiensi dalam program Genie 2000 ini dilakukan dengan cara yang sama seperti pada penyimpanan konstanta kalibrasi energi yang sudah dilakukan sebelumnya. Selanjutnya dengan memilih menu *calibrate*, *efficiency show* dan *list peaks* maka diperoleh koreksi kurva kalibrasi efisiensi. Koreksi kurva tersebut meliputi energi kalibrasi (keV), efisiensi perhitungan, pengukuran, kesalahan pengukuran (%) dan penyimpangannya (%).

HASIL DAN PEMBAHASAN

Data hasil pencacahan dan sertifikat sumber standar Eu-152 LMRI yang terdiri dari nomor salur puncak, deviasi standar, energi acuan^[4], dan deviasi standar energi ditunjukkan dalam Tabel 1. Dari Tabel tersebut terlihat bahwa dari 10 kali pencacahan ternyata terjadi perubahan/pergeseran canel puncak. Sehingga menimbulkan deviasi standar yang nilainya berkisar antara 0,33 sampai 0,78. Nilai-nilai deviasi standar pergeseran canel tersebut mengakibatkan relevansi linieritas garis hubungan canel versus energi tidak lurus 100%. Dari perhitungan diperoleh penyimpangan maksimum reratanya sebesar 1,2438%. Deviasi tersebut kemungkinan disebabkan adanya ketidakstabilan sistem pendingin. Hal ini terbukti saat gas nitrogen cair pada sistem pendingin berkurang maka nilai canel puncak semakin bergeser ke kanan. Sebaliknya setelah gas nitrogen cair diisi penuh, maka nilai puncak canel pada tingkat energi yang sama kembali bergeser ke kiri. Kemungkinan lain pergeseran puncak canel ini disebabkan ketidaktepatan pembatasan ROI kaki spektrum, sehingga posisi puncak area tiap-tiap tingkat energi tidak sama (mengalami pergeseran).

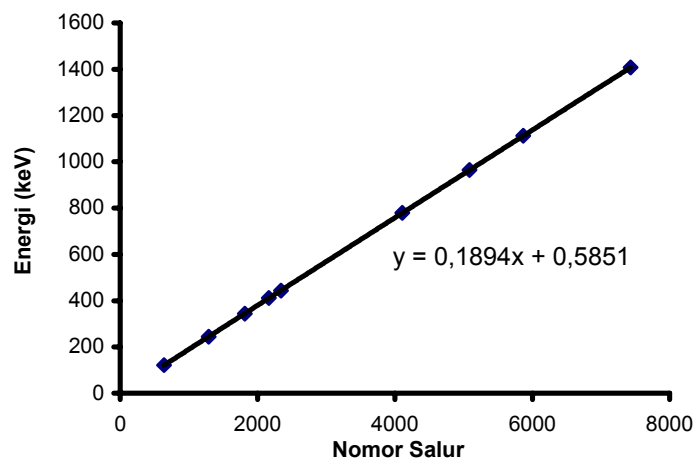
Data energi ICRP untuk sumber Eu-152 memiliki lebih dari 12 puncak spektrum yang jelas. Namun untuk kalibrasi energi dan efisiensi yang baik hanya dianjurkan memakai 9 tingkat energi seperti yang ditampilkan pada Tabel 1 kolom 4.^[2] Masing-masing besar energinya memiliki deviasi standar yang bervariasi antara 0,02 sampai 0,10 (Tabel 1 kolom 5). Nilai deviasi tersebut diambil dari sertifikat sumber standar Eu-152 LMRI pada tingkat kepercayaan 99,7%. Sesuai sertifikat tersebut diperlihatkan bahwa untuk tingkat energi 444,0 keV memiliki deviasi standar yang menyolok dan terbesar, yaitu 0,10. Hal ini akan

memungkinkan terjadinya penyimpangan data yang lebih besar pada evaluasi data selanjutnya (kalibrasi efisiensi pada tingkat energi tersebut).

Tabel 1. Nomor salur puncak, energi acuan dan deviasi standar sertifikat Eu-152

No	Nomor Salur	Deviasi standar Nomor Salur (%)	Energi Acuan (keV)*)	Deviasi Standar Energi Sertifikat Eu-152
1	640	0,47	121,8	0,02
2	1289	0,33	244,7	0,02
3	1814	0,48	344,3	0,02
4	2167	0,52	411,1	0,02
5	2341	0,41	444,0	0,10
6	4109	0,63	778,9	0,03
7	5087	0,53	964,1	0,03
8	5868	0,76	1112,0	0,04
9	7431	0,78	1408,0	0,03

*) ICRP



Gambar 3. Kurva Kalibrasi Energi Detektor HPGe Model GC1018 dengan Sumber Standar Eu-152 LMRI

Apabila distribusi data nomor salur dan energi dari 9 puncak spektrum (Tabel 1) dibuat hubungan grafik maka akan terbentuk kurva kalibrasi energi detektor HPGe model GC1018

dengan sumber standar Eu-152 LMRI (Gambar 3). Hubungan interpolasi dari 9 titik puncak hasil pencacahan seperti yang ditunjukkan dalam gambar tersebut memperlihatkan hubungan mendekati linier. Hal ini dibuktikan dengan kecilnya penyimpangan rerata tiap titik terhadap garis kurva linier sebesar 1,2438%. Kurva kalibrasi energi tersebut memiliki persamaan $y = 0,1894 x + 0,585$ di mana x = nomor salur dan y = energi dalam satuan keV. Selanjutnya hasil kalibrasi energi ini disimpan dalam program pencacahan spektrometer gamma (Genie 2000). Dengan demikian maka pencacahan dengan spektrometer gamma selanjutnya sudah terkalibrasi energinya.

Untuk mengevaluasi kurva efisiensi diperlukan data-data hasil kalibrasi energi, nilai *counting per second* (cps) dan prosentase kesalahan pencacahannya. Data-data tersebut dicantumkan pada Tabel 2. Dalam tabel tersebut terdapat energi kalibrasi yang merupakan *print-out* dari kurva kalibrasi energi program Genie 2000 setelah dikalibrasi. Distribusi energi kalibrasi tersebut memiliki sedikit perbedaan terhadap acuannya pada tingkat energi 344,2 ; 1112,1 dan 1408,1 keV. Terjadinya perbedaan tersebut mungkin akibat hasil koreksi linieritas garis kurva kalibrasinya. Hal demikian wajar terjadi, apalagi perbedaannya jauh lebih kecil dibanding perbedaan nilai tingkat energi antar jenis sumber standar yang berbeda, misalnya menurut standar Amersham, ETL atau yang lainnya.

Tabel 2. Data hasil satu dari sepuluh kali pencacahan Sumber Standar Eu-152

No	Energi Kalibrasi (keV)	Cacah per Detik (cps)	Prosentase Kesalahan (%)
1	121,8	45,8475	0,20
2	244,7	8,1753	0,53
3	344,2	20,5558	0,28
4	411,1	1,3908	1,49
5	444,0	1,8314	1,22
6	778,9	4,4136	0,66
7	964,1	3,9899	0,66
8	1112,1	3,2493	0,73
9	1408,1	4,1558	0,59

Nilai cps diperoleh dari pembagian *net area* terhadap lamanya pencacahan (dalam satuan detik) pada masing-masing tingkat energi. Hasil perhitungan nilai-nilai cps ini ditunjukkan dalam Tabel 2 kolom 2. Sedangkan koreksi kesalahan pencacahan (dalam satuan persen) dicantumkan pada kolom 3. Nilainya berkisar antara 0,20% sampai 1,49%. Prosentase kesalahan terbesar (> 1%) terjadi pada tingkat energi 411,1 dan 444,0 keV. Hal ini membuktikan bahwa pada tingkat energi tersebut kemungkinan terjadinya kesalahan paling besar sesuai dengan besarnya angka deviasi standar sertifikat Eu-152 yang digunakan.

Dengan memasukkan data-data cps, *yield* dan aktivitas Eu-152 (hasil peluruhannya saat pencacahan) ke dalam persamaan 3 maka diperoleh efisiensinya untuk masing-masing tingkat energi. Hasil perhitungan efisiensi tersebut untuk sekali pencacahan. Setelah dilakukan perhitungan terhadap 10 data pencacahan maka diperoleh deviasi standarnya untuk masing-masing tingkat energi. Hasil keseluruhan efisiensi dan deviasi standarnya menurut perhitungan manual data pencacahan ditunjukkan dalam Tabel 3.

Tabel 3. Efisiensi hasil perhitungan manual cacahan Sumber Standar Eu-152

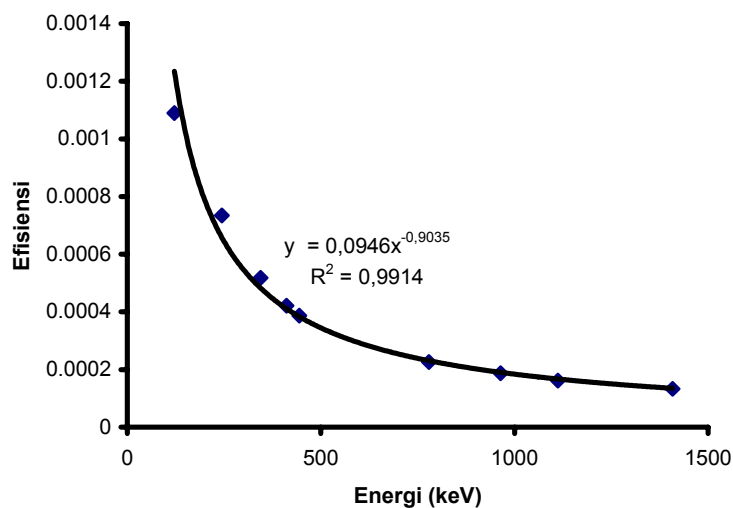
No	Energi Kalibrasi (keV)	Yield *) (%)	Efisiensi Perhitungan manual	Deviasi standar
1	121,8	28,40	0,0010897	0,00661
2	244,7	7,51	0,0007347	0,00599
3	344,2	26,60	0,0005181	0,00618
4	411,1	2,23	0,0004214	0,00475
5	444,0	3,19	0,0003872	0,01472
6	778,9	13,00	0,0002264	0,00707
7	964,1	14,50	0,0001873	0,00641
8	1112,1	13,60	0,0001615	0,00433
9	1408,1	20,90	0,0001331	0,00526

*) ICRP

Data *yield* pada Tabel 3 diambil dari sumber acuan yang sama seperti pada pengambilan data energi, yaitu ICRP.^[4] Deviasi standar hasil perhitungan efisiensi berkisar

antara 0,00433 sampai 0,01472 dan merata pada 9 tingkat energi. Namun ada satu deviasi standar yang paling menonjol dan paling besar yaitu pada tingkat energi 444,0 keV. Hal ini sama dengan yang ditunjukkan pada sertifikat sumber standar Eu-152 yang memiliki deviasi standar energi paling tinggi pada 444,0 keV. Hal ini membuktikan adanya relevansi antara data sertifikat sumber standar yang digunakan dengan hasil perhitungan manual data hasil pencacahan. Data pencacahan yang baik tersebut kemungkinan disebabkan waktu pencacahan yang relatif lama (7200 detik) sehingga akurasi pencacahannya menjadi tinggi.

Dengan memasukkan data-data energi dan efisiensi hasil perhitungan manual (Tabel 3) ke dalam program kalibrasi efisiensi genie 2000 maka diperoleh kurva kalibrasi efisiensi detektor HPGe Model GC1018 dengan sumber standar Eu-152 seperti yang ditunjukkan dalam Gambar 4. Garis kurva kalibrasi efisiensi tersebut berbentuk eksponensial dan memiliki persamaan $y = 0,0946 \cdot x^{-0,9035}$ dimana x = tingkat energi (dalam satuan keV) dan y = efisiensi. Sedangkan hubungan kontinuitas titik efisiensi dari tiap-tiap tingkat energi yang membentuk garis kurva kalibrasi memiliki persamaan $R^2 = 0,9914$. Hal ini berbeda sedikit dibandingkan yang dibuat oleh Wisnu Susetyo dengan perhitungan metode PTB dengan $R^2 = 0,9911$.^[1] Setelah diperoleh persamaan kurva kalibrasi efisiensi detektor HPGe model GC1018 dengan sumber standar Eu-152 maka dalam pencacahan selanjutnya dapat digunakan untuk mengetahui aktivitas sampelnya.



Gambar 4. Kurva Kalibrasi Efisiensi Detektor HPGe Model GC1018 dengan Sumber Standar Eu-152 LMRI

Sebagai koreksi kurva kalibrasi efisiensi dalam program genie 2000 maka *print-out* nya perlu ditinjau kembali. Dengan memilih menu *Calibrate*, *Efficiency show* dan *List peaks* maka *print-out* data kurva kalibrasi efisiensi akan ditampilkan (Tabel 4). Data-data koreksi efisiensi perhitungan dan pengukuran pada *print-out* tersebut memiliki 5 digit di belakang koma, sedangkan efisiensi perhitungan manual dari 10 pencacahan (Tabel 3) memiliki digit di belakang koma lebih banyak, yaitu 7 digit. Setelah dilakukan evaluasi ternyata efisiensi koreksi pada *print-out* tersebut merupakan nilai pembulatan yang benar (bukan penyimpangan) dari efisiensi perhitungan manual.

Tabel 4. *Print-out* Data Kurva Kalibrasi Efisiensi Program Genie 2000

No	Energi Kalibrasi (keV)	Efisiensi Perhitungan	Efisiensi Pengukuran	Kesalahan Pengukuran (%)	Penyimpangan terhadap reratanya (%)
1	121,8	0,00109	0,00109	0,20	0,00
2	244,7	0,00073	0,00073	0,53	0,04
3	344,2	0,00052	0,00052	0,30	-0,11
4	411,1	0,00043	0,00042	2,16	1,56
5	444,0	0,00039	0,00039	2,21	1,84
6	778,9	0,00023	0,00023	0,80	-0,46
7	964,1	0,00019	0,00019	0,99	-0,74
8	1112,1	0,00016	0,00016	1,68	1,51
9	1408,1	0,00013	0,00013	0,65	-0,26

Apabila kesalahan pengukuran dan penyimpangan pada *print-out* (Tabel 4) ditinjau kembali maka terlihat untuk energi kalibrasi 444,0 keV memiliki nilai yang terbesar, masing-masing 2,21% dan 1,84%. Hal ini memiliki kesesuaian dengan deviasi standar terbesar pada efisiensi hasil perhitungan manual (Tabel 3) sebesar 0,01472 dan deviasi standar terbesar pada energi sertifikat Eu-152 LMRI (Tabel 1).

KESIMPULAN

Analisa dan perhitungan data dari 10 kali pencacahan sumber standar Eu-152 LMRI dengan detektor HPGe model GC1018 telah menghasilkan konstanta kurva kalibrasi energi

dan efisiensinya. Kurva kalibrasi energi berbentuk linier dengan $y = 0,1894 x + 0,5851$, di mana x = nomor salur dan y = energi (keV). Relevansi linieritas dari 9 titik hubungan nomor salur dan energinya cukup baik karena penyimpangan pergeseran nomor salur puncak tiap spektrum tidak lebih dari 2%. Sedangkan kurva kalibrasi efisiensi berbentuk eksponensial dengan $y = 0,0946 x^{-0,9035}$, dimana x = energi (keV) dan y = efisiensi. Relevansi eksponensial kurva kalibrasi efisiensinya memiliki persamaan $R^2 = 0,9914$.

DAFTAR PUSTAKA

1. SUSETYO, W., Spektrometri Gamma dan Penerapannya dalam Analisis Pengaktifan Neutron, Gadjah Mada University Press, ISBN : 979-420-091-3, 1988
2. DEBERTIN. K and HELMER. R. G., Gamma – and X-Ray Spectrometry with Semi Conductors Detectors, North-Holland, ISBN : 0 444 871071, 1988
3. INSTRUKSI KERJA UNIT STANDARDISASI, No. Dokumen : IK-LMR-STD-11, P3KRBIN – Batan, 2004
4. NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION PUBLICATION 38, Radionuclide Transformations Energy and Intensity of Emissions, Volumes 11 – 13, 1983.

PEMBUATAN SISTEM KONTROL SUMBER RADIASI NEUTRON DI LABORATORIUM KALIBRASI NEUTRON PTKMR BATAN

Edi Praptanto
PTKMR - BATAN

ABSTRAK

PEMBUATAN SISTEM KONTROL SUMBER RADIASI NEUTRON DI LABORATORIUM KALIBRASI NEUTRON PTKMR BATAN. Telah dibuat sistem kontrol sumber radiasi neutron untuk keperluan kalibrasi alat ukur radiasi neutron. Sistem ini menggunakan 2 buah pengendali yang dapat menggerakkan 2 motor DC secara bergantian, 2 motor tersebut masing masing untuk mengangkat sumber radiasi neutron yang berbeda, Motor 1 untuk mengangkat sumber radiasi neutron ^{252}Cf dengan massa 40 μgr dan motor 2 untuk mengangkat sumber radiasi neutron $^{241}\text{Am-Be}$ aktivitas 5 Ci. Pengaturan posisi sumber neutron dapat dilakukan dengan 2 cara yaitu cara manual dan otomatis. Untuk cara otomatis digunakan timer yang ada pada panel kontrol. Hasil pengujian menunjukkan sistem ini bekerja dengan baik.

ABSTRACT

THE MAKING OF A CONTROL SYSTEM FOR NEUTRON RADIATION SOURCE AT NEUTRON CALIBRATION LABORATORY OF PTKMR - BATAN. A neutron source control system for Calibration of neutron radiation measuring device has been made. The system is used to operate two dc motors changeable. Each of dc motors is used to control the position of two radiation sources. The motor 1 is used to handle the neutron source of ^{252}Cf with mass of 40 μgr and the motor 2 for $^{241}\text{Am-Be}$ with activity of 5 Ci. The controller can adjust the position of neutron source by 2 methods manual and automatic. The test result show that the system running well and ready for used.

PENDAHULUAN

Kalibrasi alat ukur radiasi neutron dilakukan menggunakan sumber radiasi neutron cepat di laboratorium kalibrasi PTKMR-BATAN di dalam ruangan berdinding beton dengan dimensi 11 m x 6 m x 4 m. Sumber neutron cepat Am-Be diletakkan pada ketinggian tertentu dari lantai, sedangkan alat ukur radiasi yang di kalibrasi diletakkan pada jarak tertentu dengan ketinggian yang sama dengan sumber radiasi.

Sampai saat ini kalibrasi alat ukur radiasi neutron dilakukan secara manual artinya sumber radiasi neutron tersebut diangkat oleh pelaksana kalibrasi dari lubang penyimpanan di

dalam tanah menggunakan penjepit sampai ke tempat kalibrasi. Sudah tentu cara ini kurang baik ditinjau dari segi proteksi [1], karena pengangkatan tersebut dapat menyebabkan pelaksana terkena paparan radiasi secara langsung.

Untuk mengatasi hal tersebut diatas, maka mekanisme pergerakan sumber radiasi neutron dari tempat lubang penyimpanannya sampai pada posisi kalibrasi digerakkan secara otomatis. Untuk itu maka dibuat sistem pengendali elektronik yang dapat bekerja secara otomatis. Sistem ini dapat mengangkat sumber radiasi mulai dari tempat penyimpanannya sampai ke posisi kalibrasi yang dapat diatur dari ruang kontrol. Dengan demikian pelaksana kalibrasi tidak akan terkena radiasi terlalu lama.

Makalah ini menguraikan pembuatan sistem kontrol sumber radiasi neutron yang dilakukan di Sub. Bidang Instrumentasi Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi-BATAN

PERALATAN DAN TATA KERJA

Bahan dan Peralatan

Dalam pembuatan sistem ini digunakan beberapa peralatan seperti :

- multimeter
- *tool set*
- solder listrik
- bor listrik
- penyedot timah
- *glue gun*
- gergaji besi

Sedangkan bahan yang digunakan :

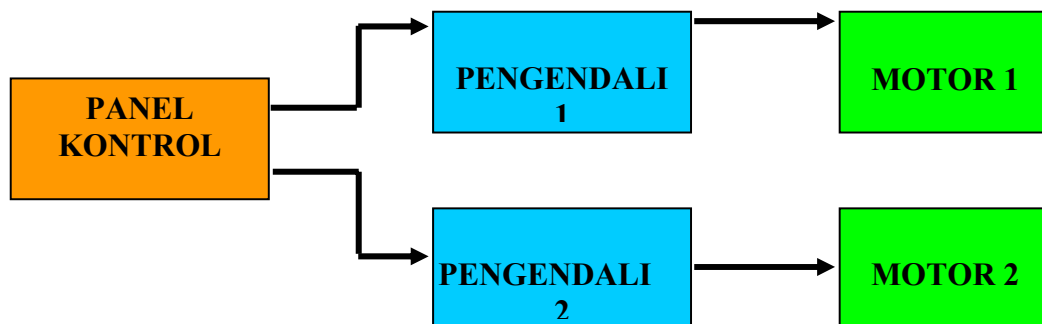
- timah solder
- minyak solder
- *motor stepper 12 volt*
- trafo 10 A dan 1A
- *mikro switch*
- *timer 6 digit*
- *relay 12 dan 24 volt*
- *box panel*
- *transistor 2N 3055 dan BD 139*
- *dioda bridge 10A dan 1A*
- kapasitor : - 2200 μ F/ 60 V
- 4700 μ F/ 50 V
- 100 nF/ 630 V
- *fan 12 volt*
- tempat sikring
- lampu indikator 12 volt

- kabel
- pipa pralon
- saklar *toggle*
- *saklar on/off*
- timah untuk beban
- besi plat
- *stecker* dan stop kontak
- terminal kabel
- lem aibon
- kawat baja ϕ 2 mm
- *parafin*
- *pulley* (kerek)
- lampu ac 5 watt
- mur dan baut

Tata kerja

a. Pembuatan Rancangan Sistem Kontrol

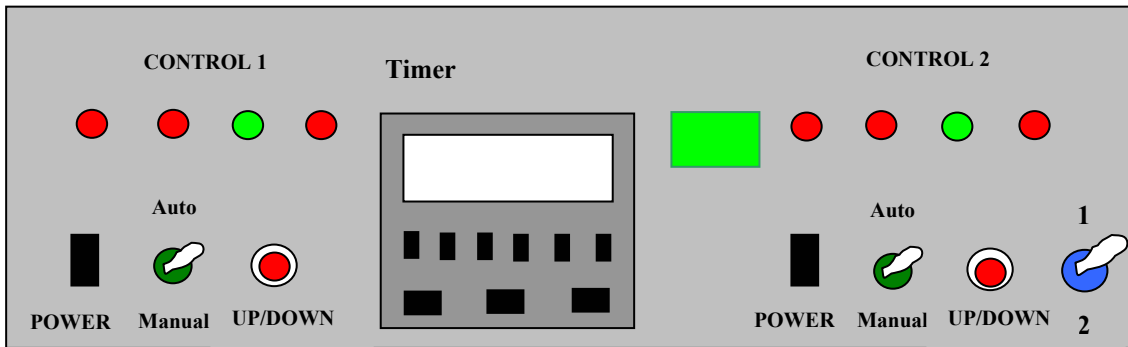
Pertama dibuat rancangan sistem yang terdiri dari Sistem Elektronik dan Mekanik seperti Gambar 1.



Gambar 1. Rancangan Sistem Kontrol

b. Pembuatan Rancangan Panel Sistem Elektronik

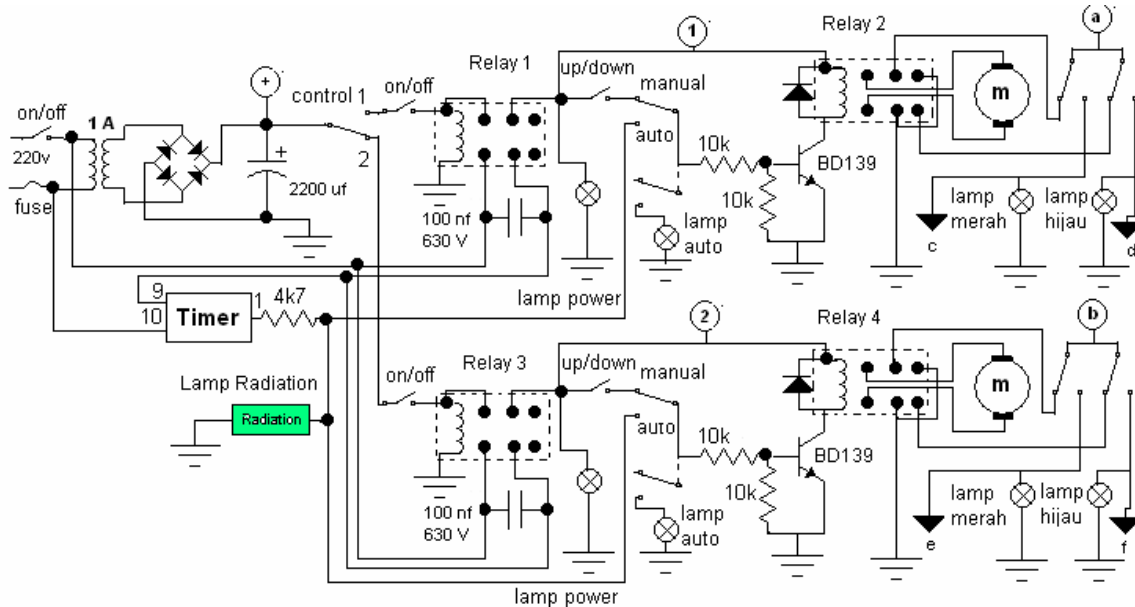
Setelah pembuatan Rancangan Sistem Kontrol selesai, kemudian dibuat Rancangan Panel Sistem Elektronik seperti Gambar 2.

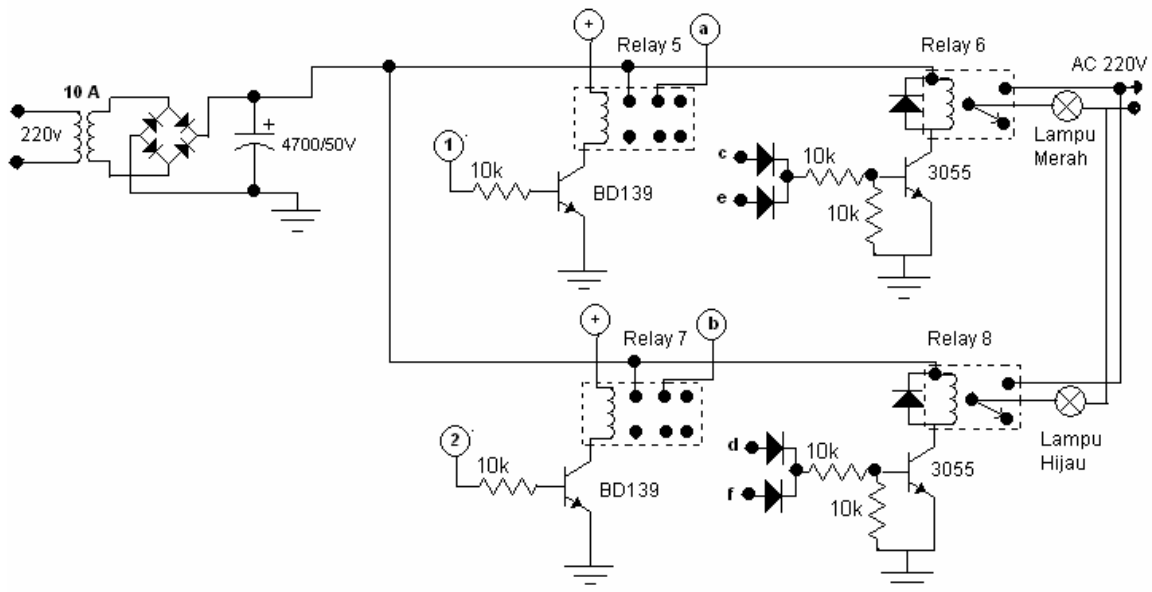


Gambar 2. Rancangan Panel Sistem Elektronik

c. Pembuatan Rancangan Sistem Elektronik

Setelah pembuatan rancangan sistem kontrol dan rancangan Panel Sistem Elektronik maka dilakukan pembuatan Rancangan Sistem Elektronik. Rancangan ini diperoleh berdasarkan informasi dari beberapa buah buku elektronik[2,3,4], kemudian digabungkan menjadi satu rancangan sistem elektronik seperti pada Gambar 3.

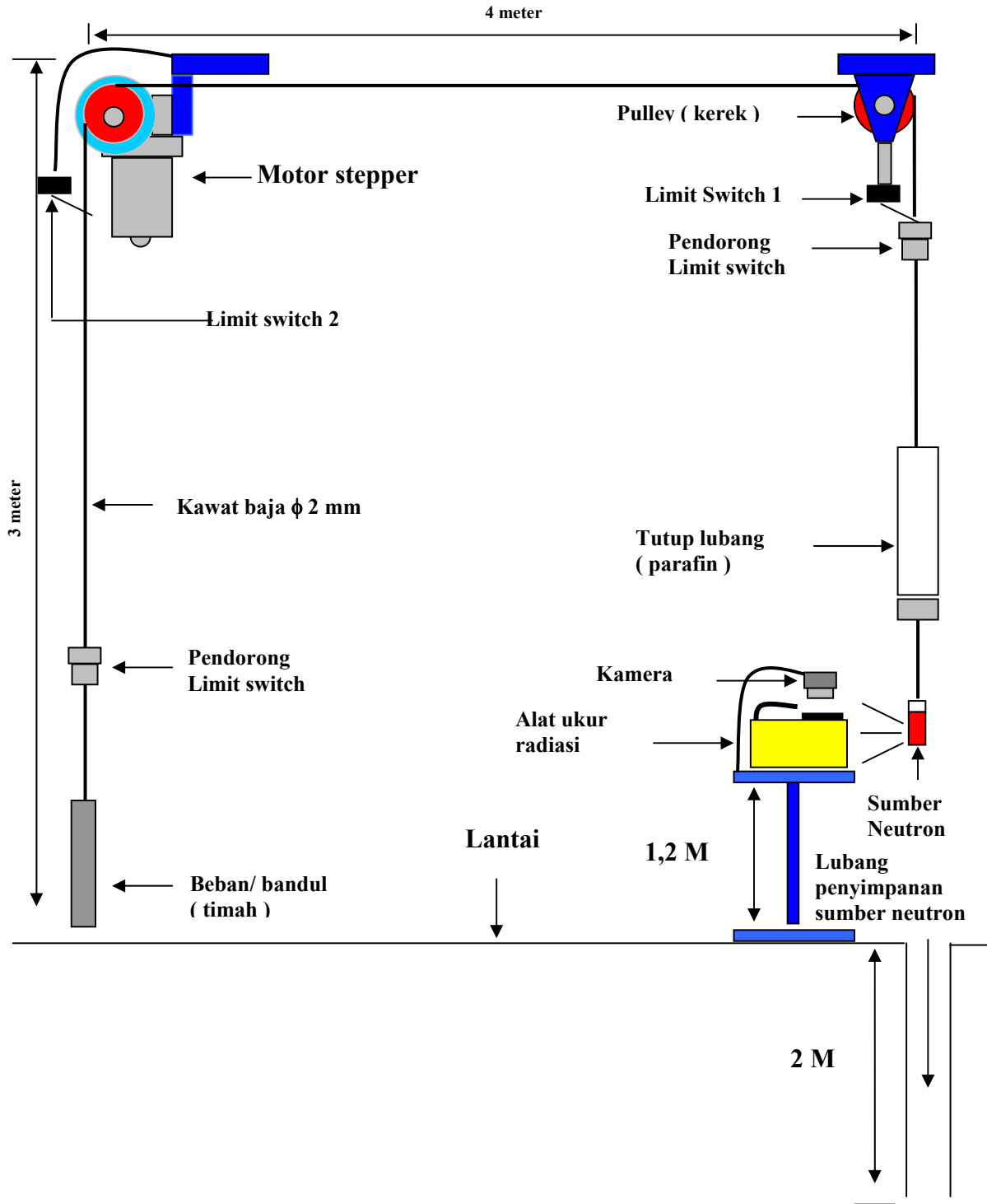




Gambar 3. Rangkaian Sistem Elektronik

d . Pembuatan Rancangan Sistem Mekanik

Setelah rancangan ketiga sistem tersebut selesai maka dibuat rancangan Sistem mekanik yang dapat dilihat pada Gambar 4.



Gambar 4 . Rancangan Sistem Mekanik

e. Pembuatan dan Pemasangan Sistem Kontrol

Setelah semua rancangan selesai maka dilakukan pembuatan Sistem Elektronik tersebut dengan memasang semua komponen elektronik yang dibutuhkan ke Panel Sistem Elektronik sesuai dengan Gambar 3.

Selanjutnya dilakukan pembuatan Sistem Mekanik dengan cara memasang peralatan dan bahan yang dibutuhkan sesuai dengan Gambar 4. Pemasangan ini dilakukan langsung di ruang laboratorium kalibrasi.

f. Pengujian

Setelah sistem dipasang maka dilakukan pengujian. Pengujian dilakukan dengan mengoperasikan seluruh sistem baik elektronik maupun mekanik. Pengujian ini dilakukan juga dengan cara mengoperasikan sistem secara manual atau otomatis dengan langkah sebagai berikut :

- Cara Manual

Sistem dihubungkan ke jala-jala listrik, kemudian saklar *power* dihidupkan yang berada di belakang panel sistem. Setelah dipilih untuk posisi manual, selanjutnya pilih saklar selektor ke posisi 1, yang artinya memilih atau menggerakkan sistem kendali 1, posisi ini menggunakan sumber radiasi neutron ^{252}Cf 40 μgr .

Jika akan menggunakan sumber radiasi neutron $^{241}\text{Am-Be}$ aktifitas 5 Ci digunakan selektor 2. Untuk menaikkan dan menurunkan sumber radiasi digunakan saklar *up/down*, apabila lampu hijau indikator yang berada di panel maupun yang berada di atas ruangan laboratorium kalibrasi menyala berarti posisi sumber radiasi neutron berada didalam lubang dan masih dalam keadaan tertutup. Hal ini menandakan ruangan laboratorium dalam keadaan aman. Untuk melakukan penyinaran tekan saklar *up/down* dan bersamaan dengan itu lampu merah indikator akan menyala, berarti posisi sumber radiasi akan bergerak naik sampai berada di atas lubang dan sumber dalam keadaan terbuka.

- Cara Otomatis

Untuk pengoperasian sistem ini secara otomatis, pada awalnya sama dengan cara manual, kemudian dipilih saklar selektor *auto/ manual* keposisi *auto* dan lampu indikator merah akan menyala. Kemudian pilih saklar selektor 1 atau 2 untuk memilih sumber radiasi. Setelah itu atur *timer* sesuai lamanya waktu yang diinginkan, kemudian tekan saklar R (*reset*) pada panel *timer* maka sistem akan bekerja secara otomatis.

Setelah selesai penyinaran, sumber radiasi akan kembali ke posisi semula atau masuk kedalam lubang penyimpanannya dan matikan sistem tekan saklar *power*.

HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil pembuatan Sistem Elektronik dapat dilihat pada Gambar. 5



Gambar 5. Sistem Elektronik

Sedangkan hasil pembuatan Sistem Mekanik dapat dilihat pada Gambar 6.



Gambar 6. Sistem Mekanik

Setelah semua sistem selesai dipasang maka dilakukan pengujian kinerja sistem tersebut dengan cara mengoperasikan sistem elektronik dan sistem mekanik. Hasil pengujian menunjukkan bahwa semua komponen sistem dapat bekerja dengan baik artinya sistem ini dapat mengangkat sumber neutron dari tempat penyimpanannya ke posisi kalibrasi dan mengembalikannya ke tempat penyimpanannya

KESIMPULAN

Dari hasil pembuatan sistem kontrol sumber radiasi neutron ini dapat disimpulkan bahwa sistem ini bekerja dengan baik, sehingga dapat digunakan untuk melakukan pekerjaan kalibrasi alat ukur radiasi neutron dengan lebih praktis dan aman karena akan mengurangi resiko bahaya dari paparan radiasi terhadap pelaksana kalibrasi.

UCAPAN TERIMA KASIH

Penulis mengucapkan terima kasih kepada Bapak Nurman Rajaguguk dan Ibu Inang Sunaryati staf Sub. Bidang Kalibrasi, Bapak J.R Dumais staf Bidang Dosimetri, Bapak R. Haryanto dan rekan rekan Staf Sub. Bidang Instrumentasi Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi yang telah membantu dalam penelitian dan pembuatan makalah ini.

DAFTAR PUSTAKA

1. TRIJOKO.S, BUDIANTARI C.T dan RAJAGUGUK.N, Laboratorium dosimetri standar sekunder, Buletin ALARA Vol.1 No.3 April 1998, PSPKR BATAN, Jakarta.
2. INFORMASI PRAKTIS ELEKTRONIKA NO.6
PT. Multi Media
3. PENGANTAR ILMU TEKNIK INSTRUMENTASI
Malcolm Plan Dr. Jan Stuart, PT. Gramedia Jakarta.
4. GENERAL PURPUSE AND POWER RELAYS
OMRON Selection Guide.

Tanya – Jawab :

1. Penanya : Saino (PATIR-BATAN)

Pertanyaan :

- a. Berapa jarak operator dari sumber radiasi ?
- b. Untuk membaca hasil pengukuran dari ruang operator bagaimana caranya?

Jawaban : Edi P (PTKMR – BATAN)

- a. Jarak operator dari sumber ± 6 meter dan antara operator dengan sumber radiasi dibatasi dinding beton
- b. Untuk pembacaan alat ukur radiasi yang berada di dalam ruang laboratorium, Operator menggunakan monitor yang dihubungkan dengan kamera yang berada di ruang laboratorium.

2. Penanya : Joko Sumanto (PRPN-BATAN)

Pertanyaan :

- a. Sistem Mekaniknya menggunakan motor jenis apa ?
- b. Sistem Elektronik menggunakan komponen utamanya apa ?
- c. Digunakan untuk mengukur apa saja sumber radiasi neutron ?

Jawaban : Edi P (PTKMR – BATAN)

- a. Menggunakan Motor stepper DC 12 volt
- b. Diantaranya menggunakan Sistem Elektronik ini menggunakan komponen utamanya adalah relay 12 dan 24 volt.
- c. Pada umumnya untuk mengukur atau mengkalibrasi alat ukur radiasi neutron

PENGUKURAN LAJU DOSIS EKIVALEN GAMMA LINGKUNGAN DI BEBERAPA LOKASI DI KAWASAN TAMBANG TEMBAGA - NTB

Asep Setiawan
PTKMR - BATAN

ABSTRAK

PENGUKURAN LAJU DOSIS EKIVALEN GAMMA LINGKUNGAN DI BEBERAPA LOKASI DI KAWASAN TAMBANG TEMBAGA - NTB. Pengukuran laju pajanan radiasi gamma lingkungan dilakukan dengan menggunakan survei meter ludlum model 19 dengan detektor G-M. Laju dosis ekivalen gamma lingkungan diperoleh dari perkalian laju pajanan radiasi dengan faktor konversi $\mu\text{R}/\text{mSv}$. Hasil pengukuran di beberapa lokasi tambang menunjukkan bahwa laju dosis ekivalen gamma lingkungan berada antara 3×10^{-5} mSv/jam sampai 4×10^{-5} mSv/jam. Data tersebut akan menjadi data dasar untuk pengkajian keselamatan radiasi di alam khususnya di tambang terbuka.

ABSTRACT

MEASUREMENT OF ENVIRONMENTAL GAMMA DOSE EQUIVALENT RATE AT SOME LOCATIONS IN COPPER MINE- NTB AREAS. The measurement of environmental gamma dose equivalent rate was done by using Ludlum 19 surveymeter connected to GM detector. Environmental gamma dose equivalent rate was obtained from the multiplication between environmental gamma dose equivalent rate and conversion factor in $\mu\text{R}/\text{mSv}$. Measurement results showed that dose equivalent rates were between 3×10^{-5} mSv/h to 4×10^{-5} mSv/h. Those data could become initial data for radiation safety in nature, especially in an open mine.

PENDAHULUAN

Penduduk dunia selalu mendapat radiasi yang berasal dari berbagai sumber radiasi baik yang berasal dari alam maupun dari sumber radiasi buatan. Sumber radiasi alam berasal dari dalam bumi dan ruang angkasa (kosmik), sedangkan radiasi buatan berasal dari kegiatan manusia dalam bidang medik, industri, dan percobaan-percobaan nuklir.

Penyinaran radiasi yang diterima penduduk dunia 87 % berasal dari sumber radiasi alam sekitar yang terdiri atas radiasi radon (51 %), radiasi kosmik (10 %), radiasi interna (12 %), dan radiasi eksterna-gamma (14 %). Sedangkan sekitar 13 % penyinaran radiasi berasal dari radiasi buatan yang terdiri atas kegiatan medik (12 %) dan lain-lain adalah 1 %.

Penyinaran radiasi dari lain-lain berasal dari jatuhan radioaktif (0,4%), pekerjaan menggunakan sumber radiasi (0,2%), kegiatan instalasi nuklir (<0,1%) dan kegiatan lain (<0,4%). Total dosis radiasi yang diterima penduduk dunia yang berasal dari sumber radiasi alam sekitar 2,4 mSv/tahun yang terdiri atas 2,0 mSv/tahun berasal dari dalam bumi dan 0,4 mSv/tahun berasal dari sinar kosmik. Sementara yang berasal dari sumber radiasi buatan sekitar 0,7 mSv/tahun. ^[1, 2]

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 dikirim ke berbagai pabrik peleburan di Indonesia maupun di luar negeri untuk pengolahan selanjutnya.

Kegiatan eksplorasi bahan tambang tersebut memberikan kontribusi yang besar bagi ekonomi bangsa ini melalui penciptaan lapangan kerja, pembayaran royalti dan pajak yang sebagian besar dari hasil pembayaran dana tersebut kembali ke daerah. Selain memberikan dampak ekonomi, kegiatan eksplorasi juga menimbulkan dampak fisik terhadap lingkungan di sekitar tambang. Untuk meminimalkan dampak negatif, tambang tersebut berkomitmen dengan memenuhi atau melebihi semua persyaratan yang ditetapkan oleh Pemerintah Indonesia dan standar internasional yang terkait dengan perlindungan lingkungan.

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^[3, 5].

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 laju dosis ekivalen gamma lingkungan di beberapa lokasi di kawasan tambang tembaga di Nusa Tenggara Barat.

TATA KERJA

1. Peralatan

Laju pajanan radiasi gamma lingkungan diukur dengan surveimeter Ludlum 19 dengan detektor GM. Survey meter Ludlum 19 diperlihatkan pada Gambar 1.



Gambar 1. Surveimeter Ludlum 19.

Sebelum digunakan untuk pengukuran dilakukan pengecekan terhadap fungsi surveimeter yang digunakan, yaitu pengecekan batere dan tanggapannya terhadap radiasi serta masa berlaku sertifikat kalibrasinya.

2. Metodologi

2.1. Lokasi dan Penentuan Titik Pengukuran

Pengukuran laju pajanan radiasi gamma lingkungan dilakukan pada 6 lokasi, yang dimulai dari lokasi bahan baku sampai produk akhir dari proses penambangan. Lokasi-lokasi tersebut adalah *sag feed* (bahan baku), *sag mill* (penghancuran awal bahan baku), *flotation feed* (penambahan pelarut), *ball mill* (penghalusan secara basah), tangki CCD (pemekatan hasil), dan gudang konsentrat.

2.2. Pengukuran laju pajanan radiasi

Laju pajanan radiasi gamma di daerah kerja diukur dengan survei meter Ludlum 19 menggunakan skala terbesar. Kemudian ditunggu beberapa menit sampai dicapai keseimbangan elektronik. Setelah itu bacaan yang ditunjukkan surveimeter, lokasi pengukuran, hari dan tanggal pengukuran, surveimeter yang digunakan, dan faktor kalibrasinya dicatat. Apabila bacaan terlalu kecil maka skala dipindahkan ke skala yang lebih kecil.

2.3. Perhitungan dan Evaluasi data

Laju dosis ekivalen ditentukan dengan menggunakan persamaan berikut :

$$D_{\gamma} = M_a \times F_c \times FK \quad (1)$$

dengan:

- D_{γ} : laju dosis ekivalen (mSv/jam)
- M_a : bacaan laju pajanan surveimeter (μ R/jam)
- F_c : faktor koreksi μ R ke mSv ($10^5 \mu$ R/mSv)
- FK : faktor kalibrasi alat

HASIL DAN PEMBAHASAN

Laju pajanan radiasi yang terukur dalam satuan $\mu\text{R}/\text{jam}$ dikonversikan ke laju dosis ekivalen dalam satuan mSv/jam . Hasil perhitungan laju dosis ekivalen dari beberapa lokasi di kawasan tambang tembaga – NTB diperlihatkan pada Tabel 1.

Tabel 1. Data laju dosis ekivalen rata-rata hasil pemantauan radiasi-gamma di beberapa lokasi di kawasan tambang tembaga – NTB

No.	L o k a s i	Laju dosis ekivalen rata-rata (mSv/jam)
1	<i>Sag Feed</i>	4×10^{-5}
2	<i>Sag Mill</i>	3×10^{-5}
3	<i>Flotation Feed</i>	4×10^{-5}
4	<i>Ball Mill</i>	4×10^{-5}
5	Tangki CCD	3×10^{-5}
6	Gudang Konsentrat	4×10^{-5}

Dari Tabel 1 terlihat bahwa laju dosis ekivalen di beberapa lokasi kawasan tambang tembaga - NTB hampir sama, yaitu antara 3×10^{-5} mSv/jam dan 4×10^{-5} mSv/jam . Data hasil pengukuran ini sangat rendah. Hal ini mungkin karena struktur geologi dari lokasi yang diukur (pegunungan/dataran tinggi, jenis tanah/struktur tanah, dan lingkungan di sekitar pemantauan) mengandung radionuklida alam dengan konsentrasi rendah dan tambang tersebut merupakan tambang terbuka sehingga konsentrasi radionuklida alam yang terlepas ke udara sudah terencerkan oleh udara.

Laju dosis ekivalen di beberapa lokasi kawasan tambang tembaga - NTB jauh lebih rendah dari laju dosis ekivalen yang ditentukan untuk pekerja radiasi yaitu $\leq 0,025$ mSv/jam . Jadi daerah kerja tersebut masih memenuhi ketentuan keselamatan kerja terhadap radiasi yang berlaku.

KESIMPULAN DAN SARAN

Berdasarkan data hasil pemantauan laju dosis ekivalen di beberapa lokasi di kawasan tambang tembaga – NTB, dapat disimpulkan bahwa laju dosis ekivalen hampir sama yaitu antara 3×10^{-5} mSv/jam dan 4×10^{-5} mSv/jam. Laju dosis ekivalen tersebut jauh lebih rendah dari laju dosis ekivalen yang ditentukan untuk pekerja radiasi yaitu $\leq 0,025$ mSv/jam. Dengan demikian data tersebut dapat digunakan untuk pengkajian keselamatan radiasi di alam khususnya di tambang terbuka.

DAFTAR PUSTAKA

1. IAEA. Workplace Monitoring for Radiation and Contamination. Practical Radiation Technical Manual. IAEA, Vienna (1995).
2. Ketentuan Keselamatan Kerja Terhadap Radiasi. Keputusan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir No. 01/Ka-BAPETEN/V-99.
3. UNSCEAR. United Nation Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation Sources and Effects of Ionizing Radiation, UNSCEAR 1993 Report to the General Assembly, UN, New York (1993).
4. Manual of Ludlum 19. Environmental Radiation Meter Type 6-80, Copyright, (March 1996).
5. Wardana, Wisnu Arya., Teknik Analisis Radioaktivitas Lingkungan, ANDI, Yogyakarta, 1993.

KONSENTRASI RADIONUKLIDA ALAM (^{228}Th , ^{226}Ra dan ^{40}K) DALAM BERAS DARI BEBERAPA DAERAH DI JAWA BARAT

Emlinarti dan Asep Warsona
PTKMR - BATAN

ABSTRAK

KONSENTRASI RADIONUKLIDA ALAM (^{228}Th , ^{226}Ra dan ^{40}K) DALAM BERAS DARI BEBERAPA DAERAH DI JAWA BARAT. Telah dilakukan pengukuran konsentrasi radionuklida alam (^{228}Th , ^{226}Ra dan ^{40}K) pada sampel beras yang berasal dari beberapa daerah di Jawa Barat menggunakan perangkat spektrometer-gamma dengan detektor germanium kemurnian tinggi (HP-Ge). Sampel beras diambil pada daerah sekitar Pamanukan, Losarang, Banjar, Tasik, Garut, dan Pandeglang. Hasil pengukuran memperlihatkan bahwa konsentrasi ^{228}Th berkisar dari $(0,70 \pm 0,08)$ Bq/kg sampai dengan $(1,59 \pm 0,09)$ Bq/kg, konsentrasi ^{226}Ra berkisar dari $(0,94 \pm 0,19)$ Bq/kg sampai dengan $(2,68 \pm 0,21)$ Bq/kg dan konsentrasi ^{40}K berkisar dari $(17,87 \pm 2,23)$ Bq/kg sampai dengan $(31,01 \pm 2,31)$ Bq/kg. Data yang diperoleh akan dipakai sebagai data dasar konsentrasi radionuklida alam dalam bahan makanan khususnya beras di Indonesia.

ABSTRACT

NATURAL RADIOACTIVITY CONCENTRATION (^{228}Th , ^{226}Ra dan ^{40}K) IN RICE FROM SEVERAL PLACES IN WEST JAVA. Measurement of natural radioactivity concentration (^{228}Th , ^{226}Ra dan ^{40}K) in rice samples from several places in West Java using gamma spectrometer with high purity germanium detector (HP-Ge) have been carried out. Rice samples collected from places around Pamanukan, Losarang, Banjar, Tasik, Garut, and Pandeglang. The result of analysis showed that the ^{228}Th concentration were (0.70 ± 0.08) Bq/kg to (1.59 ± 0.09) Bq/kg, the ^{226}Ra concentration were (0.94 ± 0.19) Bq/kg to (2.68 ± 0.21) Bq/kg and the ^{40}K concentration were (17.87 ± 2.23) Bq/kg to (31.01 ± 2.31) Bq/kg. The result obtained will be used for baseline data of natural radionuclide concentrations in food especially rice in Indonesia.

PENDAHULUAN

Salah satu sumber radiasi di lingkungan berasal dari radiasi latar yang merupakan peluruhan dari unsur-unsur radioaktif alamiah yang terdapat di dalam bumi dan juga berasal dari kosmis/angkasa luar. Adanya kontaminasi atau pencemaran radiasi di lingkungan, secara langsung maupun tidak langsung akan memberikan dampak terhadap lingkungan dan akan

berpengaruh pada keselamatan/kesejahteraan manusia serta akan menurunkan kualitas lingkungan, oleh sebab itu hal ini perlu ditangani dan diawasi secara serius.

Sebelum suatu instalasi nuklir dibangun, pengumpulan data dasar (*base-line data*) dari radiasi latar terhadap contoh-contoh lingkungan seperti tanah, air, udara, tanaman, bahan makanan dan lain-lain perlu dikumpulkan, karena berguna untuk memberikan petunjuk berapa besarnya radiasi latar sebelum di tempat tersebut dibangun fasilitas tenaga nuklir. Data dasar ini nantinya akan memberikan petunjuk apakah fasilitas-fasilitas nuklir yang dibangun akan menyebabkan meningkatnya radiasi latar atau tidak.

Radiasi dari radionuklida alam ini dapat diterima secara eksternal dari sinar kosmik atau secara internal dari radiasi yang ada di dalam bumi itu sendiri, atau yang diterima dari zat radioaktif yang ada di udara seperti gas radon dan thoron yang merupakan hasil peluruhan dari ^{238}U dan ^{232}Th . Radionuklida alam tersebut mempunyai waktu paroh yang panjang dan bersifat toksik dan dapat masuk ke dalam tubuh manusia melalui berbagai cara, yaitu melalui pernafasan, kontak langsung dengan kulit dan saluran pencernaan. [1]

Radionuklida alam yang terkandung di dalam tanah akan diserap oleh akar tanaman dan masuk ke dalam tubuh manusia bila mengkonsumsi tanaman atau produk tanaman tersebut. Jejak kritik radionuklida sampai ke tubuh manusia paling banyak lewat saluran pencernaan, yaitu melalui rantai makanan. Radionuklida tersebut akan terakumulasi dalam organ-organ kritik di dalam tubuh seperti tulang, otot dan ginjal. Bila konsentrasi radionuklida tersebut cukup besar, maka akan dapat merusak organ-organ tubuh yang ditempati oleh radionuklida bersangkutan.[1,2]

Dalam penelitian ini akan ditentukan besarnya konsentrasi radionuklida alam (^{228}Th , ^{226}Ra dan ^{40}K) yang terkandung dalam beras yang diambil dari beberapa daerah di Jawa Barat yaitu Pamanukan, Losarang, Banjar, Tasik, Garut, dan Pandeglang.

Tujuan pengukuran ini adalah untuk mengetahui berapa besar konsentrasi radionuklida alam (^{228}Th , ^{226}Ra dan ^{40}K) yang terkandung dalam beras yang berasal dari 6 daerah penelitian, mengingat beras merupakan makanan pokok penduduk Indonesia. Data yang diperoleh dapat digunakan sebagai gambaran tingkat radioaktivitas alam (^{228}Th , ^{226}Ra dan ^{40}K) di dalam bahan makanan khususnya beras.

TATA KERJA

Bahan dan Peralatan

- Kantong plastik 2 kg sebagai tempat sampel
- Kertas label untuk memberi tanda/kode pada sampel
- Ayakan untuk menyaring sampel yang sudah ditumbuk
- Wadah sampel (beker marinelli) untuk tempat sampel yang akan diukur
- Timbangan dipakai untuk menimbang sampel
- Lem *araldite* untuk perekat tutup wadah sampel
- Spektrometer gamma dipakai untuk mengukur sampel
- Standar campuran dari radionuklida pemancar gamma untuk mengkalibrasi alat

Pengambilan Sampel

Pengambilan sampel dilakukan pada bulan Februari 2006 dari 6 daerah/kabupaten di Jawa Barat yaitu daerah sekitar Pamanukan, Losarang, Banjar, Tasik, Garut, dan Pandeglang. Pada tiap daerah diambil beras yang dihasilkan/ ditanam pada daerah tersebut, untuk itu pengambilan sampel dilakukan pada tempat penggilingan beras. Sampel diambil sebanyak 2 kg lalu dimasukkan ke dalam kantong plastik yang telah diberi label/kode, lokasi dan tanggal pengambilan sampel.

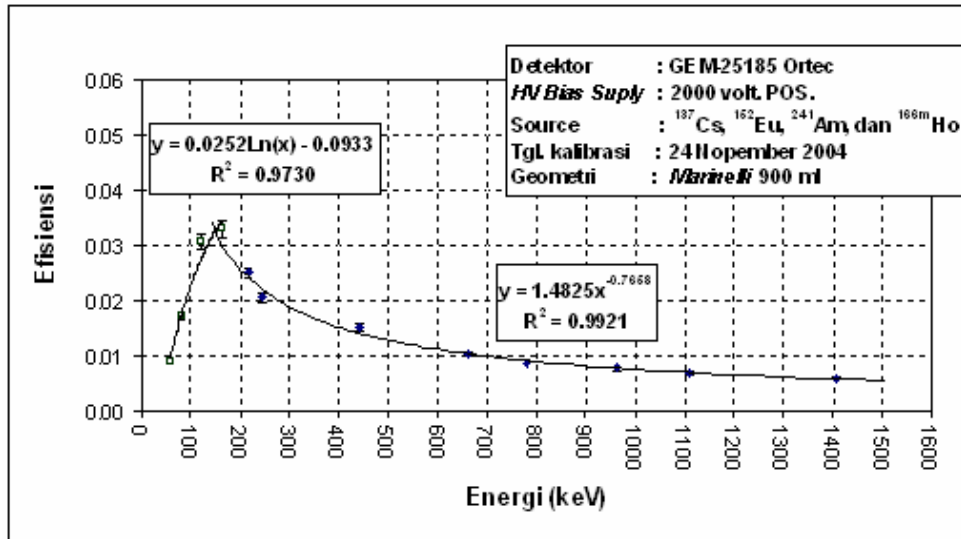
Penyiapan Sampel

Sampel ditumbuk hingga menjadi tepung, lalu diayak diambil sebanyak 1 kg sampel tepung kemudian dimasukkan ke dalam wadah marinelli. Wadah ditutup rapat dan dilem dengan perekat *araldite* lalu didiamkan selama kira-kira 30 – 40 hari agar hasil anak luruh ^{228}Th maupun anak luruh ^{238}U tumbuh hingga mencapai kesetimbangan radioaktif dengan induknya. Selanjutnya sampel siap untuk diukur dengan menggunakan perangkat spektrometer gamma dengan detektor Hp-Ge.

Pengukuran sampel dan evaluasi data

- Kalibrasi efisiensi

Efisiensi pencacahan ditentukan menggunakan sumber standar campuran dari berbagai radionuklida mulai dari energi rendah sampai energi tinggi sehingga dapat dibuat kurva efisiensi pencacahan sebagai fungsi dari energi (keV) seperti Gambar 1. [3]



Gambar 1. Kurva kalibrasi efisiensi sumber standar campuran dalam wadah marilelli

Efisiensi pencacahan, ϵ (%) ditentukan menggunakan rumus :

$$\epsilon = \frac{\text{cps}}{\text{dps} \cdot P_{\gamma}} \times 100 \%$$

dimana : cps = laju cacah per detik

dps = adalah peluruhan per detik (1 dps = 1 Bq), yang dapat dilihat pada sertifikat sumber standar campuran

P_{γ} = intensitas gamma (%)

- Penentuan ²²⁸Th

Konsentrasi ²²⁸Th (waktu paro 1,39 x 10¹⁰ tahun) ditentukan dari anak luruh ²³²Th yang memancarkan radiasi gamma yaitu ²¹²Pb pada puncak energi 238,63 keV dengan intensitas gamma (P_γ) = 0,435 atau ²⁰⁸Tl pada puncak energi 583,19 keV dan 2614 keV dengan P_γ = 0,307 dan 0,356

- Penentuan ²²⁶Ra

Konsentrasi ²²⁶Ra (waktu paroh 1,62 x 10³ tahun) ditentukan dari anak luruh ²³⁸U pemancar gamma yaitu ²¹⁴Bi pada puncak energi 609,31 keV dengan P_γ = 0,446 atau ²¹²Pb pada puncak energi 351,92 keV dengan P_γ = 0,351

- Penentuan ⁴⁰K

Konsentrasi ⁴⁰K (waktu paroh 1,27 x 10⁹ tahun) ditentukan secara langsung pada energi 1460,75 keV dengan P_γ = 0,1067.

Lama pengukuran untuk masing-masing sampel adalah 61200 detik (17 jam).

- Perhitungan konsentrasi radionuklida alam dalam sampel

Konsentrasi radionuklida alam dalam sampel dihitung menggunakan rumus

$$C = \frac{(n_S - n_B) \pm \sigma}{\epsilon \cdot P_\gamma \cdot F_k \cdot W} \quad \text{Bq/kg} \quad \dots\dots\dots(1)$$

- dimana : n_S = laju cacah sampel (cps)
- n_B = laju cacah latar (cps)
- ε = efisiensi pencacahan (ditentukan dari kurva)
- P_γ = intensitas gamma (%)

W = berat sampel (kg)

Fk = faktor koreksi serapan diri (persamaan 2)

σ = simpangan baku (persamaan 5)

- Faktor koreksi

Faktor koreksi serapan diri perlu dihitung bila terjadi perbedaan kerapatan (*density*) antara sampel dengan standar menggunakan rumus [4,5] :

$$Fk = \frac{\mu \cdot t}{1 - e^{-\mu \cdot t}} \dots\dots\dots (2)$$

dengan : t = tebal sampel (cm)

μ = faktor serapan linier (cm⁻¹)

Harga μ diperoleh dari : $\mu = \mu_m \cdot \rho \dots\dots\dots (3)$

dengan : ρ = kerapatan sampel (gram.cm⁻³)

μ_m = faktor serapan massa yang harganya bergantung pada energi gamma yaitu

$$\mu_m = 1,287 E^{-0,435} \dots\dots\dots (4)$$

dengan E = energi gamma (keV)

- Simpangan baku (*Deviation Standard*) dengan selang kepercayaan 68%

$$\sigma = (n_S/t_S + n_B/t_B)^{1/2} \dots\dots\dots (5)$$

dengan : n_S = laju cacah sampel (cps)

n_B = laju cacah latar (cps)

t_S = waktu cacah sampel (detik)

t_B = waktu cacah latar (detik)

- Batas deteksi terendah (*Lower Limit Detection*) dengan selang kepercayaan 68%

$$LLD = \frac{2,33\sqrt{n_B/t_B}}{\epsilon \cdot P\gamma \cdot Fk} \dots\dots\dots (6)$$

-Konsentrasi terendah yang dapat dideteksi (*Minimum Detectable Concentration*) dengan selang kepercayaan 68%

$$MDC = \frac{2,33\sqrt{n_B/t_B}}{\epsilon \cdot P\gamma \cdot Fk \cdot W} \dots\dots\dots (7)$$

Pada umumnya sampel lingkungan aktivitasnya sangat rendah, sehingga bila dipakai selang kepercayaan 95% hasilnya akan di bawah batas konsentrasi terendah yang dapat dideteksi, maka untuk itu dapat digunakan selang kepercayaan 68% menggunakan rumus di atas.

HASIL DAN PEMBAHASAN

Dari kurva efisiensi pencacahan sebagai fungsi energi (Gambar 1) didapatkan efisiensi pencacahan untuk ²²⁸Th pada energi 238,63 keV (²¹²Pb) adalah 2,239 %, ²²⁶Ra pada energi 609,31 keV (²¹⁴Bi) adalah 1,092 % dan ⁴⁰K pada energi 1460,81 keV adalah 0,559 %.

Penentuan konsentrasi ²²⁸Th, ²²⁶Ra dan ⁴⁰K dalam sampel dilakukan menggunakan persamaan (1) yang telah dikoreksi dengan perbedaan *density* menggunakan persamaan (2) dan ralatnya berupa simpangan baku menggunakan persamaan (5).

Tabel 1. Konsentrasi ^{228}Th , ^{226}Ra dan ^{40}K dalam beras pada beberapa daerah di Jawa Barat

No.	Lokasi	Konsentrasi Radionuklida (Bq/kg)		
		^{228}Th ,	^{226}Ra	^{40}K
1.	Pamanukan	$1,29 \pm 0,09$	$2,15 \pm 0,20$	$17,87 \pm 2,23$
2.	Losarang	$1,59 \pm 0,09$	$2,68 \pm 0,21$	$31,01 \pm 2,31$
3.	Banjar	$0,83 \pm 0,08$	$1,44 \pm 0,19$	$30,36 \pm 2,31$
4.	Tasik	$0,70 \pm 0,08$	$1,60 \pm 0,20$	$27,34 \pm 2,29$
5.	Garut	$0,79 \pm 0,08$	$0,94 \pm 0,19$	$21,11 \pm 2,25$
6.	Pandeglang	$0,74 \pm 0,08$	$1,43 \pm 0,19$	$26,85 \pm 2,29$
Rata-rata terbobot (<i>weighted mean</i>)		$0,96 \pm 0,06$	$1,67 \pm 0,14$	$25,63 \pm 1,61$

Evaluasi data dilakukan secara statistik dengan selang kepercayaan 68%, yaitu menggunakan persamaan (6) dan (7). Didapatkan nilai batas deteksi terendah (LLD) dengan waktu cacah latar selama 61200 detik (17 jam) adalah untuk $^{228}\text{Th} = 0,11$ Bq, $^{226}\text{Ra} = 0,29$ Bq dan $^{40}\text{K} = 3,46$ Bq sedangkan nilai konsentrasi terendah yang dapat dideteksi (MDC) dengan berat masing-masing sampel 1 kg adalah untuk $^{228}\text{Th} = 0,11$ Bq/kg, $^{226}\text{Ra} = 0,29$ Bq/kg dan $^{40}\text{K} = 3,46$ Bq/kg. Bila hasil pengukuran sampel lebih kecil atau sama dengan MDC disebut tidak terdeteksi. Dari Tabel 1. dapat dilihat bahwa konsentrasi radionuklida alam (^{228}Th , ^{226}Ra dan ^{40}K) semuanya terdeteksi atau nilainya di atas MDC.

Dari Tabel 1. dapat dilihat bahwa konsentrasi radionuklida alam (^{228}Th , ^{226}Ra dan ^{40}K) di dalam beras bervariasi. Konsentrasi ^{228}Th berkisar dari ($0,70 \pm 0,08$) Bq/kg (Daerah Tasik) sampai ($1,59 \pm 0,09$) Bq/kg (Daerah Losarang), konsentrasi ^{226}Ra berkisar dari ($0,94 \pm 0,19$) Bq/kg (Daerah Garut) sampai ($2,68 \pm 0,21$) Bq/kg (Daerah Losarang) dan konsentrasi ^{40}K berkisar dari ($17,87 \pm 2,23$) Bq/kg (Daerah Pamanukan) sampai ($31,01 \pm 2,31$) Bq/kg (Daerah

Losarang). Dari 6 daerah pengambilan sampel didapatkan nilai rata-rata konsentrasi radionuklida alam ^{228}Th , ^{226}Ra dan ^{40}K dalam beras masing-masing ($0,96 \pm 0,06$) Bq/kg, ($1,67 \pm 0,14$) Bq/kg dan ($25,63 \pm 1,61$) Bq/kg. Konsentrasi radionuklida alam yang tertinggi dijumpai pada sampel beras yang berasal dari daerah sekitar Losarang yaitu ($1,59 \pm 0,09$) Bq/kg untuk ^{228}Th , ($2,68 \pm 0,21$) Bq/kg untuk ^{226}Ra dan ($31,01 \pm 2,31$) Bq/kg untuk ^{40}K . Adanya perbedaan data dari tiap daerah tersebut karena perbedaan kondisi lingkungan setempat, seperti unsur-unsur kimia yang terkandung dalam tanah termasuk pupuk yang digunakan.

Hasil yang didapatkan untuk konsentrasi radionuklida alam yang tertinggi ini bila dibandingkan dengan penelitian serupa pada beberapa daerah di Semenanjung Muria, Kabupaten Jepara relatif lebih rendah dan bila dibandingkan dengan di kawasan PLTU batubara Paiton [6] sedikit lebih tinggi seperti yang diperlihatkan pada Tabel 2.

Tabel 2. Konsentrasi ^{228}Th , ^{226}Ra dan ^{40}K yang tertinggi dalam beras pada beberapa daerah di Jawa Barat, Semenanjung Muria dan kawasan PLTU Paiton

Lokasi	Konsentrasi Radionuklida (Bq/kg)		
	^{228}Th ,	^{226}Ra	^{40}K
Jawa Barat	$1,59 \pm 0,09$	$2,68 \pm 0,21$	$31,01 \pm 2,31$
Semenanjung Muria Jepara, (Jawa Tengah)	$1,95 \pm 0,04$	$19,69 \pm 0,19$	$54,06 \pm 0,52$
PLTU Paiton (Jawa Timur)	$1,01 \pm 0,08$	ttd	$13,26 \pm 0,04$

Adanya perbedaan konsentrasi radionuklida alam dalam sampel ini kemungkinan disebabkan oleh struktur geologi tanah yang berbeda atau tidak sama dari satu tempat dengan tempat lain.

KESIMPULAN DAN SARAN

- Konsentrasi radionuklida alam ^{228}Th , ^{226}Ra dan ^{40}K dalam beras pada beberapa daerah di Jawa Barat didapatkan nilai tertingginya adalah $(1,59 \pm 0,09)$ Bq/kg untuk ^{228}Th , $(2,68 \pm 0,21)$ Bq/kg untuk ^{226}Ra dan $(31,01 \pm 2,31)$ Bq/kg untuk ^{40}K .
- Data yang diperoleh dapat digunakan sebagai tambahan data dasar radioaktivitas lingkungan di Indonesia.
- Perlu dilanjutkan penelitian serupa untuk beberapa daerah di propinsi lainnya, sehingga akan didapatkan data dasar radionuklida alam di lingkungan, khususnya dalam beras.

DAFTAR PUSTAKA

1. United Nation Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (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
2. International Atomic Energy Agency (IAEA), Measurement of Radionuclides in Food and the Environment – A Guidebook, Tech. Rep. Ser. No. 295, IAEA, Vienna, 1989
3. 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).
4. DRYAK, P. and KOVAR, P., Correction for the Marinelli Geometri, Journal Radioanalytical Nuclear Chemistry Letters, 135, 1989, pp. 281-292
5. SIMA, O., On the Method of Dryak for Self Absorption Corrections Calculations, Journal Radioanalytical Nuclear Chemistry Letters, 155, 1991, pp. 75 - 78
6. SUTARMAN, LELI NIRWANI, BUCHARIR dan MINARNI, Konsentrasi ^{228}Th , ^{226}Ra dan ^{40}K dalam bahan makanan serta perkiraan dosis interna yang diterima penduduk di Semenanjung Muria, Presentasi Ilmiah Keselamatan Radiasi dan Lingkungan IX, P3KRBiN - BATAN, 2004.

PEMETAAN KADAR ^{137}Cs , ^{90}Sr , DAN BETA TOTAL DALAM AIR HUJAN DI INDONESIA

Yurfida, Kusdiana dan Sutarman
PTKMR-BATAN

ABSTRAK

PEMETAAN KADAR ^{137}Cs , ^{90}Sr , DAN BETA TOTAL DALAM AIR HUJAN DI INDONESIA. Uji coba bom nuklir telah dilakukan oleh beberapa negara maju, seperti Amerika Serikat, Rusia, Inggris, Perancis, dan Cina sekitar tahun 1945 sampai 1998, dan dilakukan pada berbagai lokasi, baik di daratan maupun di permukaan laut. Hasil-hasil ledakan nuklir dapat mengakibatkan terlepasnya radionuklida hasil fisi, seperti ^{131}I , ^{89}Sr , ^{90}Sr , ^{134}Cs , ^{137}Cs , dan ^{239}Pu sehingga tersebar ke lapisan atmosfer. Radionuklida berumur panjang, yaitu ^{137}Cs dan ^{90}Sr akan jatuh ke bumi bersama-sama dengan air hujan, sebagai debu radioaktif jatuhnya, dan diendapkan di dalam berbagai contoh lingkungan (tanah, air, tanaman, dan hewan). Dalam makalah ini disajikan cara pengambilan contoh, analisis dan pengukuran kadar radionuklida ^{137}Cs , ^{90}Sr dan beta total dalam air hujan. Pengumpulan contoh air hujan dilakukan menggunakan kolektor fallout penukar ion yang dikumpulkan dari 29 lokasi (1982-2003) dan analisis kadar radionuklida ^{137}Cs dan ^{90}Sr dilakukan dengan cara isolasi dan aktivitas beta total dilakukan dengan cara pengabuan bubuk kertas saring. Pengukuran kadar ^{137}Cs dilakukan menggunakan sebuah perangkat spektrometer-gamma dengan detektor HP-Ge. Kadar ^{90}Sr dan beta total diukur menggunakan sebuah pencacah latar rendah sistem alfa/beta dengan detektor proporsional. Hasil pengukuran kadar radionuklida tersebut berkisar dari tidak terdeteksi sampai $(0,68 \pm 0,26) \text{ Bq/m}^2$ untuk ^{137}Cs , dari tidak terdeteksi sampai $(0,72 \pm 0,26) \text{ Bq/m}^2$ untuk ^{90}Sr , dan dari $(0,13 \pm 0,01) \text{ Bq/m}^2$ sampai $(1,36 \pm 0,05) \text{ Bq/m}^2$ untuk beta total. Data ini dapat dipakai sebagai data dasar dan lebih rendah daripada yang diperoleh dari negara lain, misalnya di Amerika Serikat dan Jepang, karena sebagian besar uji coba nuklir dilakukan di belahan bumi utara.

ABSTRACT

MAPPING OF ^{137}Cs , ^{90}Sr , AND GROSS BETA CONCENTRATIONS IN RAIN WATER IN INDONESIA. The testing of nuclear weapons have been carried out by advanced countries, such as United States, Russia, United Kingdom, France, and China, since 1945 until 1998, at various locations, either above the earth's surface or underground or on the ocean. The nuclear explosions caused the radionuclides release of fission product, such as ^{131}I , ^{89}Sr , ^{90}Sr , ^{134}Cs , ^{137}Cs , and ^{239}Pu that were distributed into the atmospheric layer. The long lived radionuclides, i.e., ^{137}Cs and ^{90}Sr will be falled with the rain water on the earth as airborne radioactive fallout and deposited on the various environmental samples (soil, water, vegetation, and animal). This paper describes the sampling and analyses techniques used to measure the ^{137}Cs , ^{90}Sr , gross beta concentrations in rain water. The sampling of rain water samples were carried out using a ion exchange fallout collector and located at 29 places (1982-2003) and the analyses of ^{137}Cs and ^{90}Sr concentrations were carried out with the isolation method and gross beta was measured using the pulp ashing method. The ^{137}Cs concentration was measured using a gamma spectrometer with a HP-Ge detector. The ^{90}Sr and gross beta concentrations were measured using a low background counting α/β system with a

proportional detector. The results showed that the radionuclide concentration ranged between undetectable to (0.68 ± 0.26) Bq/m² for ¹³⁷Cs, ranged from undetectable to (0.72 ± 0.26) Bq/m² for ⁹⁰Sr concentration, and ranged from (0.13 ± 0.01) Bq/m² to (1.36 ± 0.05) Bq/m² for gross beta concentration. These data can be used for baseline data and they were lower than that obtained from the other countries, such as United States and Japan, because the major of the test of nuclear weapons were carried out in the northern hemisphere.

PENDAHULUAN

Upaya keselamatan nuklir di Indonesia telah dimulai sejak tahun 1954, karena adanya percobaan-percobaan nuklir di beberapa negara maju, seperti Amerika Serikat, Rusia, Inggris, Perancis, dan Cina. Sedangkan upaya keselamatan pemanfaatan iptek nuklir baru mulai dikembangkan sejak dibangunnya reaktor nuklir riset Triga Mark II di Bandung tahun 1965, kemudian disusul dengan pembangunan reaktor nuklir riset beserta fasilitasnya di Yogyakarta (Reaktor Nuklir Kartini) dan di Kawasan Puspiptek Serpong (Reaktor Nuklir G.A.Siwabessy).

Upaya keselamatan nuklir di Indonesia telah dilakukan oleh BATAN, antara lain meliputi proteksi radiasi, pengolahan limbah radioaktif, analisis mengenai dampak lingkungan, dan pemantauan keselamatan radiasi lingkungan. Hal tersebut telah dilaksanakan oleh Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi (PTKMR), yang salah satu tugasnya adalah melakukan kegiatan pengawasan keselamatan lingkungan di tingkat nasional dan pemantauan tingkat kontaminasi radionuklida [1].

Dalam makalah ini disajikan cara pengambilan contoh, analisis, valuasi data, dan hasil pengukuran kadar radionuklida ⁹⁰Sr, ¹³⁷Cs, dan beta total dalam air hujan di Indonesia. Radionuklida tersebut merupakan radionuklida hasil fisi dalam bentuk jatuhnya debu radioaktif (*fallout*) akibat ledakan bom nuklir, seperti bom atom (A) dan bom hidrogen (H), yang telah dilakukan oleh beberapa negara maju sejak tahun 1945 sampai 1998. Radionuklida ⁹⁰Sr dan ¹³⁷Cs bersifat toksik, berumur paro panjang, dan mudah terakumulasi di dalam organ-organ tubuh.. Radionuklida ⁹⁰Sr berumur paro 28,7 tahun terakumulasi di dalam tulang sedangkan radionuklida ¹³⁷Cs berumur paro 30 tahun yang dapat terakumulasi di dalam jaringan otot, sehingga akan membahayakan dan mengganggu kesehatan. Oleh karena itu keberadaan radionuklida tersebut di lingkungan perlu diawasi lakukan pengawasan dan dipantau secara terus menerus.

Pemantauan kadar radionuklida ^{90}Sr , ^{137}Cs , dan beta total dalam air hujan di Indonesia, telah dilakukan secara rutin sejak tahun 1982 hingga 2003. Pengumpulan contoh air hujan dilakukan dengan metode kolektor fallout penukar ion (*ion exchange fallout collector*) yang ditempatkan di beberapa lokasi dari Banda Aceh sampai Merauke, yaitu sebanyak 29 lokasi. Tujuan pemantauan ini adalah mengumpulkan data yang dapat dipakai sebagai data dasar (*baseline data*), jika terjadi kecelakaan nuklir baik di dalam maupun di luar kawasan Indonesia.

Ledakan bom nuklir dapat terjadi di permukaan bumi, di bawah permukaan bumi, di atas permukaan bumi (di udara terbuka), dan di bawah permukaan laut. Hal ini dapat menyebabkan terjadinya reaksi fisi disertai dengan kilatan cahaya yang dahsyat dengan suhu tinggi dan beberapa radionuklida hasil fisi akan tersebar di seluruh dunia mengikuti sirkulasi angin yang dominan. Aktivasi neutron terhadap logam-logam yang terkandung dalam tanah akan mencakup luasan tanah yang berbentuk seperti lingkaran [2].

Jika uji coba bom nuklir dilakukan di atas permukaan tanah maka daerah sekitarnya mengalami getaran yang dahsyat akibat dari ledakan bom tersebut. Di daerah terjadinya ledakan akan terjadi pelepasan energi, radiasi termis dengan suhu tinggi, gelombang elektromagnetik, gelombang tekan, dan induksi neutron terhadap unsur-unsur yang ada di lapisan tanah di lokasi tersebut. Bila kekuatan bom tersebut besar maka akan terjadi gumpalan awan yang mengandung zat radioaktif yang terangkat ke atas hingga mencapai ketinggian sekitar 1.000 m di atas permukaan tanah, di lapisan atmosfer bagian atas, berbentuk seperti cendawan yang bergerak mengikuti pola angin permukaan dan angin lokal pada saat itu. Pola angin yang dimaksud adalah angin musim (*monsoon*), di daerah tropis atau lintang rendah dan lintang tinggi mayoritas bertiup angin timur, di daerah lintang tengah bertiup angin barat, dan angin pasat tenggara yang bertiup sepanjang tahun. Angin permukaan biasanya sangat dipengaruhi oleh angin lokal, seperti angin laut dan angin gunung [2].

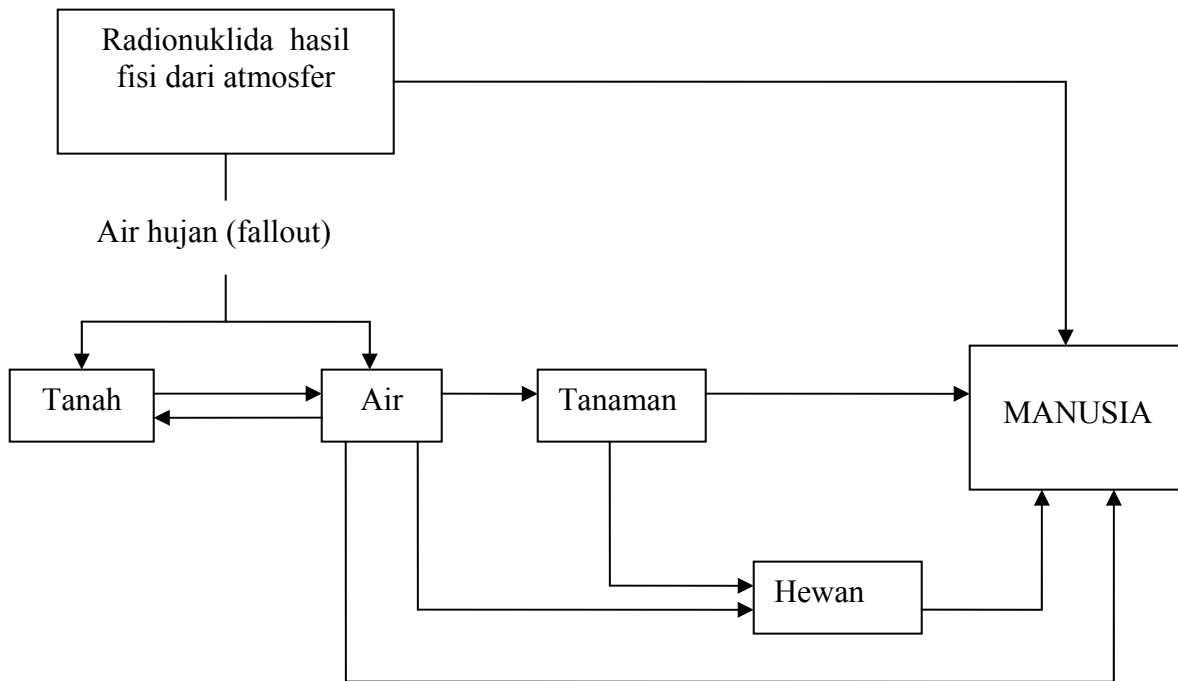
Akibat dari radiasi termis, maka udara permukaan akan memuai dan bergerak naik ke lapisan atmosfer atas akan terkondensasi pada suhu rendah, karena jika udara yang terkondensasi sangat besar maka akan terjadi awan *cumulo nimbus* (Cb) yang akan menghasilkan curahan atau hujan yang lebat (*heavy showers*) membawa zat radioaktif tersebut dan akan tersebar ke lingkungan [2].

Jika percobaan bom nuklir dilakukan di bawah tanah, maka ledakannya sama seperti yang terjadi di atas permukaan tanah namun relatif kecil, karena energi kinetiknya pada saat tumbukan dengan tanah akan berkurang, sehingga daya tembus tanah menjadi sangat kecil. Biasanya ledakan nuklir di bawah tanah dapat menimbulkan gempa, dan sebagian kecil debu radioaktif akan terangkat ke atas dan tidak sampai ke lapisan atmosfer atas [2].

Jika percobaan bom nuklir dilakukan di udara, maka terjadi gerakan awan cendawan yang mengandung zat radioaktif menyebar mengikuti gerakan angin dominan pada saat itu. Prinsip dasar ledakan hampir sama dengan ledakan nuklir di atas permukaan tanah.

Jika percobaan nuklir dilakukan di permukaan air, misalnya di laut, maka akan menimbulkan gelombang laut yang besar (*tsunami*) disertai oleh radiasi termis. Di lokasi ledakan akan terjadi gerakan air laut secara horisontal dan vertikal dalam skala kecil. Radiasi termis yang terjadi akan menimbulkan penguapan air laut dan membentuk gumpalan uap air bercampur zat radioaktif yang bergerak ke atas. Debu radioaktif tersebut pada ketinggian tertentu dipengaruhi oleh udara yang bergerak secara horisontal. Unsur-unsur logam di dalam air laut akan teraktivasi oleh neutron, namun dalam orde kecil [2].

Radionuklida hasil fisi akibat ledakan nuklir, antara lain ^{131}I , ^{89}Sr , ^{134}Cs , ^{137}Cs , dan ^{239}Pu tersebar di lapisan atmosfer. Radionuklida yang berumur panjang, seperti ^{90}Sr dan ^{137}Cs dapat terbawa oleh hujan ke bumi, berupa jatuhnya debu radioaktif[3,4]. Radionuklida tersebut dapat masuk ke dalam tubuh manusia melalui pernafasan dan pencernaan (lewat rantai makanan), seperti yang diperlihatkan pada Gambar 1.



Gambar 1. Jejak radionuklida hasil fisi dari atmosfer masuk ke dalam tubuh manusia [4].

Radionuklida ^{90}Sr dan ^{137}Cs yang berumur paro panjang diperkirakan masih dapat terbawa ke bumi bersama-sama dengan air hujan dan masih dapat terdeteksi walaupun aktivitasnya sudah menurun. Diperkirakan bahwa ledakan nuklir pada tahun 1958 dengan aktivitas ^{90}Sr sebesar 3 MCi (11×10^{16} Bq) dan aktivitas ^{137}Cs sebesar 4,8 MCi ($18,11 \times 10^{16}$ Bq) masih tersebar di lapisan atmosfer. Pada umumnya jatuhnya debu radioaktif relatif tinggi terjadi di belahan bumi utara dibandingkan dengan daerah tropis dan belahan bumi selatan, terutama di daerah lintang $30^\circ - 50^\circ$ (belahan bumi utara), yaitu $4,2 \text{ MCi/km}^2$ (1959) dan $8,5 \text{ MCi/km}^2$ (1962), karena percobaan-percobaan nuklir dilakukan oleh Amerika Serikat, Inggris, Rusia, Perancis, dan Cina [5] yang berada di belahan bumi utara.

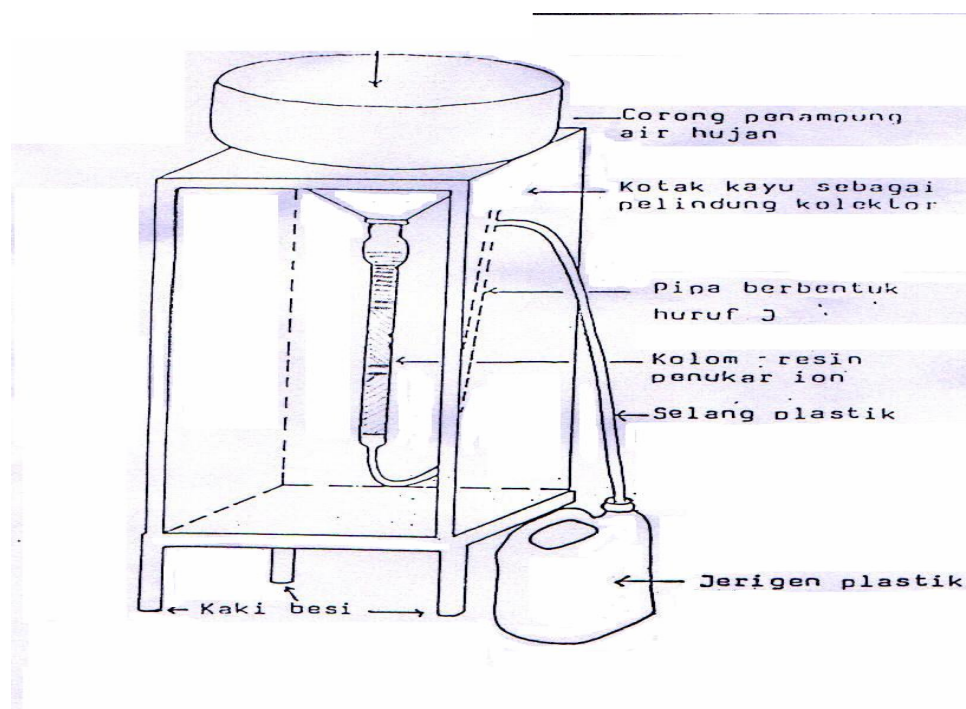
TATA KERJA

Pengumpulan Contoh Air Hujan

Pengumpulan contoh air hujan dilakukan menggunakan *ion exchange fallout collector* yang berisi resin penukar kation Dowex 50W-X8 50-100 mesh, resin penukar anion Dowex

1-X8 50-100 mesh, dan bubur kertas saring (pulp). Air hujan ditampung dengan menggunakan alat penukar ion dengan luas corong 760,38 cm². Kolom penukar ion berisi resin kation dan anion. Alat tersebut terbuat dari PVC yang terdiri atas corong berdiameter 31 cm, kolom dengan panjang 34 cm yang dihubungkan dengan pipa yang berbentuk huruf J dan slang plastik. Jika terjadi hujan air hujan terus mengalir melalui kolom, pipa J dan slang plastik dan air hujan tersebut kemudian ditampung menggunakan jerigen plastik 5 liter (Gambar 2).

Lokasi pemasangan kolektor air hujan dilakukan di 28 lokasi di Indonesia yang tersebar dari Banda Aceh sampai Merauke atas kerjasama dengan Badan Meteorologi dan Geofisika (BMG), dan satu lokasi di negara tetangga yang dulu termasuk wilayah Indonesia, yaitu Dili (Timor Timur).



Gambar 2. Alat penampung air hujan menggunakan kolektor *fallout* penukar ion.[5,6].

Prosedur Analisis Kadr ⁹⁰Sr dan ¹³⁷Cs dalam Air Hujan

Resin penukar anion, penukar kation, dan bubur kertas saring, dikeluarkan dari kolom penukar ion. Resin penukar anion diukur secara langsung menggunakan spektrometer-gamma

untuk mendeteksi radionuklida pemancar gamma, seperti ^{95}Zr , ^{97}Ru , ^{103}Ru , dan ^{94}Nb . Radionuklida tersebut tidak terdeteksi, karena waktu paronya pendek.

Resin penukar kation diproses secara isolasi untuk menentukan kadar radionuklida ^{137}Cs dan ^{90}Sr dalam air hujan, yaitu pemisahan ^{137}Cs dan ^{90}Sr dari unsur-unsur pengganggu lainnya dengan cara radiokimia. Resin penukar kation dielusi dengan HCl 6N dan HNO₃ 6N dengan laju 1-2 ml/menit. Untuk mendapatkan kation (^{90}Sr dan ^{137}Cs) yang terkandung di dalamnya, eluen diuapkan untuk mengurangi volume kemudian pH dibuat basa dengan penambahan NaOH, dan ditambahkan pengemban CsNO₃ 10 mg/ml dan Sr (NO₃)₂ 10 mg/ml. Kemudian diendapkan dengan penambahan Na₂CO₃, dipusing maka akan terjadi pemisahan antara Sr dan Cs (Sr yang akan berbentuk endapan SrCO₃ dan larutannya adalah cesium karbonat (Cs₂CO₃)). Volume cesium karbonat dijadikan 30 ml dengan air suling dan dicacah menggunakan spektrometer-gamma dengan detektor HP- Ge.

Hasil elusi (eluen) kering dibasahi dengan air suling, kemudian dibasakan dengan NaOH dan diendapkan dengan Na₂CO₃ 20%. Endapan dilarutkan dengan sedikit HNO₃ pekat dan ditambah HNO₃ berasap untuk memisahkan Ca sehingga diperoleh ^{90}Sr dan Ba dalam endapan. Barium dipisahkan dari ^{90}Sr dengan cara pengendapan dengan Na₂CrO₄ pada pH 5,5. Larutan yang mengandung ^{90}Sr dibasakan dan ditambahkan larutan Na₂CO₃ 20 % untuk pengendapan ^{90}Sr . Endapan dilarutkan dengan HNO₃, kemudian ditambahkan H₂O₂ 30%, dipanaskan serta ditambah pengemban ytrium dan didiamkan selama sekitar 2 minggu agar terjadi kesetimbangan antara ^{90}Sr dengan anak luruhnya (^{90}Y). Pada larutan ditambahkan amoniak sehingga terbentuk endapan Y(OH)₃ dan dilarutkan kembali dengan asam nitrat dan terakhir diendapkan dengan asam oksalat untuk mendapatkan endapan ytrium oksalat lalu disaring dan dikeringkan di bawah lampu infra merah. Endapan ytrium oksalat, dicacah Untuk menentukan kadar ^{90}Sr dalam contoh air hujan menggunakan alat cacah sistem α/β latar rendah Tipe MPC 9400 dengan detektor aliran gas P-10.

Radionuklida yang tidak larut dalam air hujan ditahan oleh bubuk kertas saring Bubur kertas saring dibersihkan dari pengotornya (resin) yang menempel, dan dipindahkan ke dalam beker gelas. Bubur kertas saring dalam beker gelas dikeringkan di atas *hot plate* dipindahkan ke dalam cawan porselen dan diabukan di dalam *muffle furnuce* pada suhu 400° C hingga berbentuk abu berwarna putih. Abu yang diperoleh dihaluskan dan diletakkan di

atas planset dan ditimbang, dan ditambahkan dengan HNO₃ 0,1N, kemudian dikeringkan di bawah lampu infra merah, dan disimpan ke dalam desikator selama 1-2 jam dan siap diukur menggunakan perangkat α/β latar rendah Tipe MPC 9400 untuk mendeteksi kadar aktivitas beta total yang tidak larut dalam air hujan.

Perhitungan dan Evaluasi Data

Kadar ¹³⁷Cs, ⁹⁰Sr dan beta total dalam air hujan ditentukan dengan persamaan, sebagai berikut :

Perhitungan kadar ¹³⁷Cs :

$$K_{Cs} = \frac{C_{B.Cs}}{E \times P_{\gamma} \times L \times R_{Cs}} \dots\dots\dots(1)$$

dengan K_{Cs} : kadar ¹³⁷Cs (Bq/m²), $C_{B.Cs}$: laju cacah bersih (laju cacah contoh) untuk ¹³⁷Cs (cps), E : efisiensi pencacahan, $E = \frac{cps}{dps \times P_{\gamma}} \times 100\% = 1,28 \%$, P_{γ} : pelimpahan (*intensity*) radiasi-gamma. (85%), L : luas corong = 0,76 m²), R_{Cs} : kedapat ulangan proses ¹³⁷Cs (*recovery* = 97%), cps (cacah per detik) : laju cacah sumber standar ¹³⁷Cs, dan dps : peluruhan per detik sumber standar ¹³⁷Cs.

Perhitungan kadar ⁹⁰Sr :

$$K_{Sr} = \frac{C_{B.Sr}}{E \times L \times R_{Sr} \times F_1 \times F_2} \dots\dots\dots (2)$$

dengan K_{Sr} : kadar ⁹⁰Sr (Bq/m²), $C_{B.Sr}$: laju cacah bersih untuk ⁹⁰Sr (cps), (E : efisiensi pencacahan, $E = \frac{cps}{dps} \times 100\% = 68 \%$), R_{Sr} : kedapat ulangan proses ⁹⁰Sr (*recovery* = 82%), cps : laju cacah sumber standar ⁹⁰Sr , dan dps : peluruhan per detik sumber standar ⁹⁰Sr, F_1 : faktor peluruhan ⁹⁰Y (%), dan F_2 : faktor pertumbuhan ⁹⁰Y (%). Harga F_1 dan F_2 dapat dilihat pada tabel peluruhan ⁹⁰Y [6].

Perhitungan kadar Beta Total

$$K_{\beta} = \frac{C_{B,\beta}}{E \times L} \dots\dots\dots (3)$$

Evaluasi Data

Evaluasi data dilakukan dengan metode statistik untuk menentukan simpangan baku (*standard deviation*) pencacahan unsur radioaktif dan limit deteksi (LLD) atau batas deteksi terendah (MDC) dari alat cacah pada tingkat kepercayaan 68 %. Jika hasil pengukuran kadar radionuklida lebih kecil atau sama dengan LLD atau MDC maka dikatakan tidak terdeteksi (ttd), sebaliknya jika lebih besar dari LLD atau MDC dikatakan terdeteksi. Simpangan baku (S_B) pencacahan unsur radioaktif ditentukan berdasarkan distribusi *Poisson*, yang dapat ditulis sebagai berikut :

$$S_B = \sqrt{\frac{C_T + C_{BG}}{T_{BG}}} \dots\dots\dots (4)$$

sedangkan batas deteksi terendah (limit deteksi terendah atau LLD) alat ukur dinyatakan :

$$LLD = \frac{2,33 \sqrt{C_T}}{E} \dots\dots\dots (5)$$

dengan S_B dan LLD dinyatakan dalam satuan (Bq/m²), C_T : laju cacah total (laju cacah bersih + laju cacah latar), C_{BG} : laju cacah latar (*background*) dinyatakan dalam satuan cps. T_{BG} : waktu cacah latar (detik). Waktu cacah contoh dibuat sama dengan waktu cacah latar, yaitu 17 jam.

HASIL DAN PEMBAHASAN

Upaya keselamatan nuklir yang berkaitan dengan pengawasan tingkat radiasi dan radioaktivitas lingkungan telah lama dilakukan di Indonesia. Pengawasan jatuhnya debu radioaktif yang dibawa oleh air hujan telah dilakukan secara rutin sejak tahun 1982 sampai dengan 2003 yaitu bulanan (1982 - 1988) dan triwulanan (1989 - 2003).

Hasil pengukuran kadar ^{137}Cs , ^{90}Sr dan beta total dalam air hujan disajikan pada Tabel 1. Kadar radionuklida dalam air hujan berkisar dari tidak terdeteksi sampai $(0,68 \pm 0,26)$ Bq/m^2 untuk ^{137}Cs , dari tidak terdeteksi sampai $(0,72 \pm 0,26)$ Bq/m^2 untuk ^{90}Sr , dan dari $(0,13 \pm 0,01)$ Bq/m^2 sampai $(1,36 \pm 0,05)$ Bq/m^2 untuk beta total. Data tersebut masih relatif rendah jika dibandingkan dengan hasil pengukuran jatuhnya radioaktif di manca negara, misalnya di Amerika Serikat, yaitu berkisar dari $0,19$ Bq/m^2 sampai $1,94$ Bq/m^2 untuk ^{90}Sr [7] dan di Jepang berkisar dari tidak terdeteksi sampai dengan $(0,87 \pm 0,18)$ Bq/m^2 untuk ^{137}Cs dan dari tidak terdeteksi sampai $(0,80 \pm 0,18)$ Bq/m^2 untuk ^{90}Sr [8]. Hal ini disebabkan sebagian besar percobaan senjata nuklir dilakukan di daerah lintang tinggi ($30^\circ - 50^\circ$) belahan bumi utara.

Hasil pengukuran kadar ^{137}Cs , ^{90}Sr dan beta total dalam air hujan masing-masing diperlihatkan dalam bentuk peta kontour pada Gambar 3, Gambar 4, dan Gambar 5.

Dalam Gambar 3 terlihat bahwa kadar ^{137}Cs dalam air hujan umumnya cenderung menurun di Indonesia bagian barat dan relatif tinggi di utara garis katulistiwa. Hal tersebut berlaku untuk kadar ^{90}Sr (Gambar 4). Hal ini diperkirakan dipengaruhi oleh sirkulasi angin barat yang berasal dari benua Asia dan setelah melewati garis katulistiwa membelok ke kiri sehingga arahnya dari barat. Angin barat banyak membawa debu radioaktif hasil fisi dari percobaan-percobaan nuklir yang lalu, yang tersebar di lapisan atmosfer, terutama daerah lintang tinggi $30^\circ-50^\circ$ di belahan bumi utara. Sementara angin timur yang berasal dari benua Australia tidak banyak membawa debu radioaktif hasil fisi, karena percobaan-percobaan nuklir jarang dilakukan di daerah belahan bumi selatan.

Gambar 5 memperlihatkan bahwa kadar beta total hampir merata baik di Indonesia bagian barat, tengah dan timur. Hal ini disebabkan debu radioaktif tersebut tidak larut dalam air hujan. Umumnya unsur-unsur radioaktif tersebut bukan berasal dari jatuhnya debu radioaktif dari lapisan atmosfer, tetapi umumnya berasal dari sekitar lokasi tempat pemasangan kolektor air hujan. Diperkirakan bahwa kadar beta total yang terukur berasal dari unsur-unsur radioaktif alam dalam tanah yang dibawa angin.

Sebaiknya pemantauan kadar radioanuklida hasil fisi (^{90}Sr dan ^{137}Cs) terus dilakukan secara rutin, karena kedua radionuklida tersebut memiliki waktu paro panjang dan bersifat toksik serta mudah terakumulasi di dalam organ tubuh. Di samping itu data kadar ^{90}Sr dan ^{137}Cs dalam cair hujan dapat dipakai sebagai data dasar untuk mendeteksi jika terjadi

pencemaran radioaktif, khususnya radionuklkida ^{90}Sr dan ^{137}Cs yang diakibatkan oleh uji coba nuklir atau kecelakaan nuklir, misalnya pada waktu terjadi kecelakaan nuklir Chernobyle (1987). Hasil pemantauan yang diperoleh, ternyata radionuklida ^{137}Cs dan ^{90}Sr tidak teramati di wilayah Indonesia, karena tidak ada data penyimpangan tingkat radioaktivitas yang berarti [8].

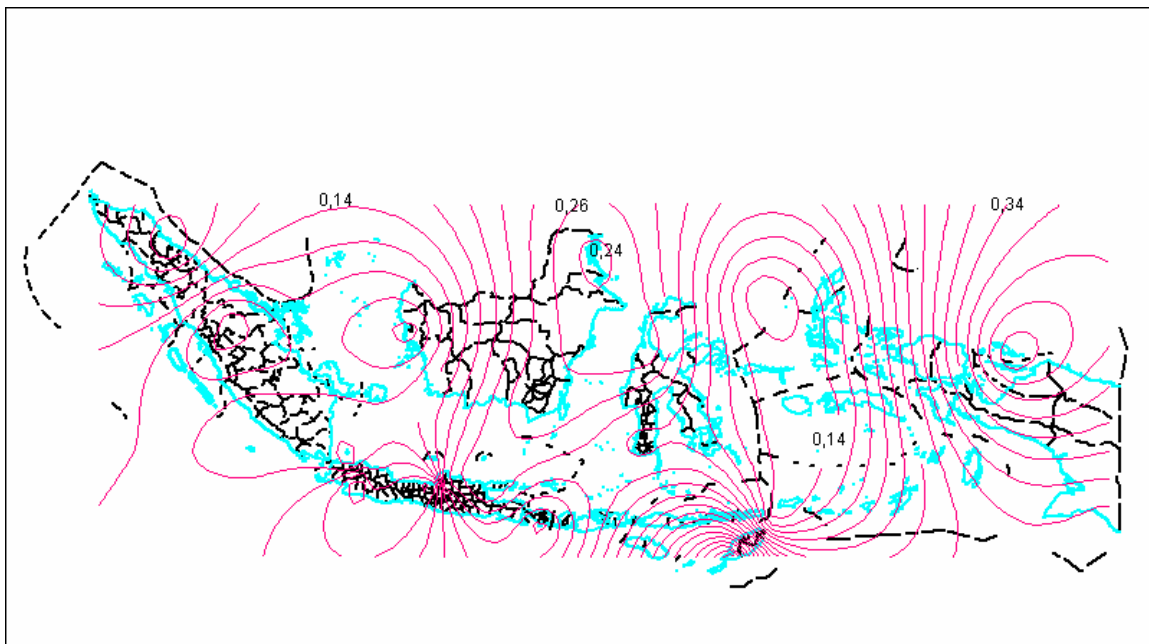
Hal ini merupakan upaya keselamatan nuklir di Indonesia yang tidak boleh diabaikan. Di negara-negara lain, seperti Jepang pemantauan ini terus dilakukan secara rutin oleh *National Institute of Radiological Sciences* (NIRS) dan Amerika Serikat (*Environmental Protection Agency* atau EPA). NIRS telah melakukan pemantauan secara rutin kadar ^{90}Sr dan ^{137}Cs dalam air hujan, debu udara, air, tanah (pada kedalaman 0 – 5 cm dan 5 – 20 cm), air laut, sedimen, bahan bakanan dan produk makanan (susu, beras, sayur-sayuran, ikan, dan teh) [9]. Sementara EPA tidak terbatas hanya pada kadar radionuklida ^{137}Cs , ^{90}Sr , dan beta total di dalam air hujan, tetapi juga radionuklida lain seperti ^3H dan ^{131}I dalam air minum, air permukaan, dan susu. [10].

Mengingat biaya tersebut sangat besar, maka BATAN perlu mengadakan kerja sama kepada instansi-instansi yang terkait baik secara nasional maupun internasional, karena masalah pencemaran radionuklida di lingkungan bukan hanya menjadi tanggung jawab Indonesia, tetapi menyangkut kepentingan bangsa-bangsa dunia. Disamping itu data dasar tingkat radiasi dan radioaktivitas lingkungan yang telah dikumpulkan di Indonesia masih relatif sedikit dibandingkan dengan wilayah Indonesia yang sangat luas.

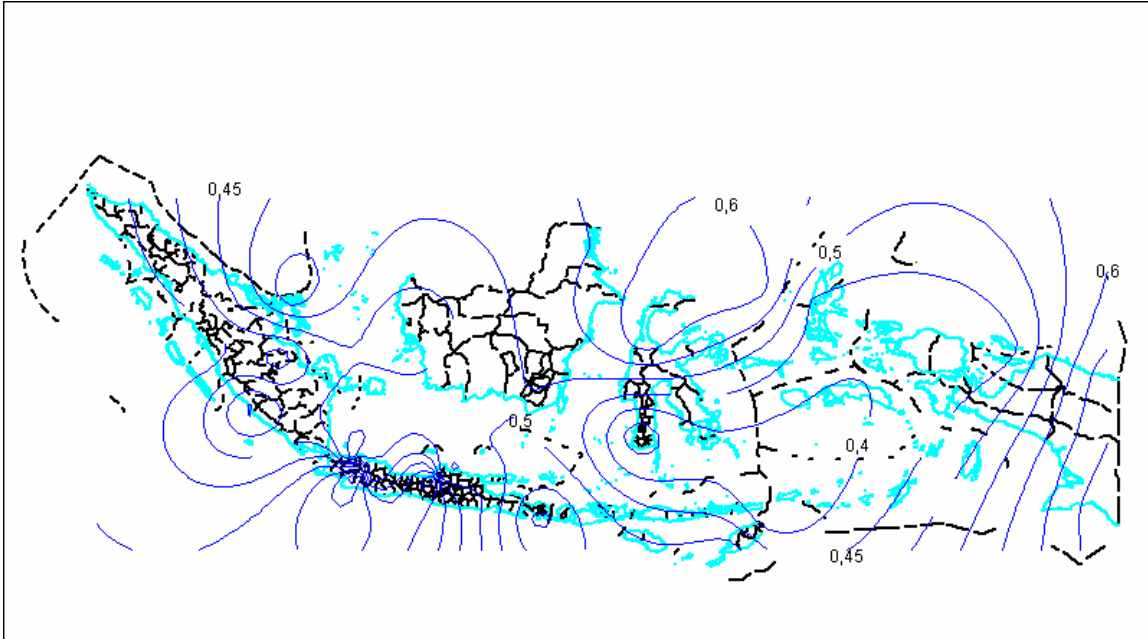
Tabel 1. Hasil pengukuran kadar ^{137}Cs , ^{90}Sr , dan beta total dalam air hujan di Indonesia (1982 - 2003).

Lokasi	Kadar Rata-rata /(Rentang) Bq/m ²			Lokasi penempatan kolektor air hujan /tahun
	¹³⁷ Cs	⁹⁰ Sr	Beta total	
1. Banda Aceh	0,17 ± 0,02 (ttd - 0,30)	0,32 ± 0,13 (0,26 - 0,32)	0,64 ± 0,13 (0,35 - 0,78)	Bandara Iskandarmuda (1982-2000)
2. Medan	0,24 ± 0,08 (ttd - 0,35)	0,38 ± 0,13 (ttd - 0,47)	0,42 ± 0,15 (0,35 - 0,59)	Bandara Polonia (1982-2003).
3. Pekanbaru	0,07 ± 0,02 (ttd - 0,28)	0,43 ± 0,10 (ttd - 0,72)	0,87 ± 0,20 (0,25 - 0,60)	Bandara Simpang Tiga (1982-2003).
4. Pulau Batam	0,12 ± 0,06 (ttd - 0,28)	0,59 ± 0,08 (ttd - 0,72)	0,48 ± 0,02 (0,25 - 0,60)	Bandara Hang Nadim (1982-2003)
5. Padang	0,08 ± 0,02 (0,05 - 0,11)	0,30 ± 0,09 (0,08 - 0,41)	0,51 ± 0,10 (0,33 - 0,89)	Bandaara Tabing (1982-2003)
6. Jambi	0,10 ± 0,05 (ttd - 0,11)	0,31 ± 0,13 (0,08 - 0,41)	0,87 ± 0,05 (0,33 - 0,89)	Bandara Sultan Taha (1982-2000)
7. Palembang	0,12 ± 0,02 (ttd - 0,13)	0,42 ± 0,15 (0,08 - 0,41)	0,64 ± 0,10 (0,29 - 0,87)	Bandara Sultan M.Badaruddin (1982-2003)
8. Bengkulu	0,14 ± 0,05 (ttd - 0,25)	0,52 ± 0,02 (ttd - 0,55)	0,95 ± 0,04 (0,13 - 1,36)	Bandara Padang Kemiling (1982-2003)
9. Serang	0,13 ± 0,01 (0,03 - 0,35)	0,35 ± 0,09 (ttd - 0,43)	0,65 ± 0,04 (0,55 - 1,25)	Stasiun Meteorologi / BMG (1982-2003)
10. Jakarta	0,15 ± 0,02 (0,02 - 0,25)	0,55 ± 0,16 (0,51 - 0,64)	0,69 ± 0,09 (0,48 - 0,79)	PTKMR-BATAN Ps.Jumat (1982-2003)
11. Cianjur	0,03 ± 0,02 (ttd - 0,06)	0,04 ± 0,01 (ttd - 0,08)	0,51 ± 0,01 (0,23 - 0,77)	Mess BATAN Cipanas (1997-3003)
12. Bandung	0,09 ± 0,03 (0,05 - 0,12)	0,45 ± 0,11 (0,42 - 0,47)	0,79 ± 0,12 (0,24 - 1,15)	PTNBR-BATAN (1982-2003)
13. Semarang	0,05 ± 0,02 (ttd - 0,05)	0,05 ± 0,02 (ttd - 0,05)	0,49 ± 0,12 (0,15 - 0,74)	Kampus UNDIP (1997-1999)
14. Kudus	0,20 ± 0,04 (ttd - 0,32)	0,51 ± 0,33 (ttd - 0,52)	0,82 ± 0,07 (0,43 - 0,96)	Dept. Pertanian Colo (1982-2003)
15. Surabaya	0,24 ± 0,07 (0,03 - 0,49)	0,45 ± 0,12 (0,38 - 0,58)	0,60 ± 0,12 (0,34 - 0,86)	Bandara Juanda (1982-2003)
16. Denpasar	0,13 ± 0,06 (0,05 - 0,30)	0,62 ± 0,14 (ttd - 0,70)	0,82 ± 0,11 (1,03 - 0,04)	Bandara Ngurah Rai (1982-2003)
17. Pontianak	0,07 ± 0,01 (ttd - 0,26)	0,40 ± 0,12 (0,06 - 0,81)	0,52 ± 0,12 (0,23 - 0,65)	Bandaara Supatio (1982-2003)
18. Banjarmasin	0,26 ± 0,02 (ttd - 0,27)	0,50 ± 0,07 (ttd - 0,53)	0,54 ± 0,14 (0,49 - 0,65)	Bandara Syamsudin Noor (1982-2003)
19. Tarakan	0,29 ± 0,02 (ttd - 0,72)	0,55 ± 0,07 (ttd - 0,65)	0,59 ± 0,10 (0,41 - 0,68)	Bandara Tarakan (1982-2003)
20. Ujung Pandang	0,19 ± 0,05 (0,05 - 0,35)	0,31 ± 0,02 (0,09 - 0,45)	0,52 ± 0,01 (0,34 - 0,72)	Bandara Hasanuddin (1982-2003)
21. Palu	0,28 ± 0,10 (0,04 - 0,68)	0,63 ± 0,05 (0,56 - 0,68)	0,35 ± 0,12 (0,15 - 0,74)	Bandara Mutiara (1982-2000)
22. Manado	0,10 ± 0,05 (ttd - 0,13)	0,63 ± 0,13 (ttd - 0,13)	0,85 ± 0,17 (0,33 - 1,21)	Bandara Sam Ratulangi (1982-2003)
23. Ambon	0,13 ± 0,03 (ttd - 0,13)	0,39 ± 0,15 (0,33 - 0,50)	0,85 ± 0,08 (0,67 - 0,94)	Bandara Pattimura (1982-2000)
Lokasi	Kadar Rata-rata / (Rentang) (Bq/m ²)			Lokasi penempatan kolektor air hujan /tahun

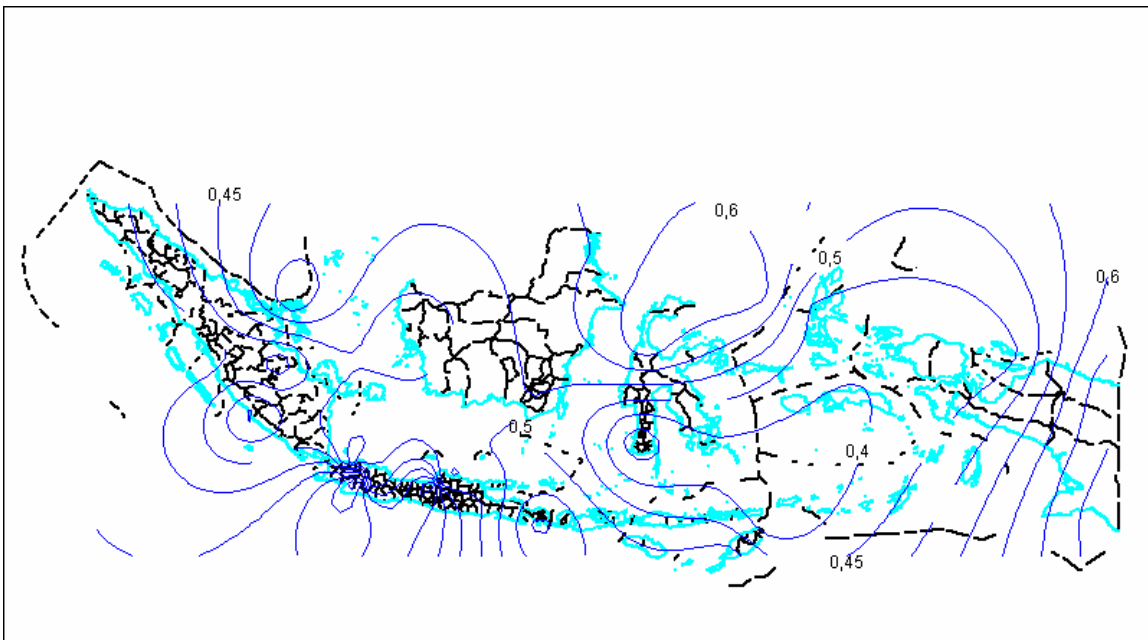
	^{137}Cs	^{90}Sr	Beta total	
24.Ternate	$0,13 \pm 0,03$ (ttd - 0,13)	$0,44 \pm 0,10$ (ttd - 0,72)	$0,67 \pm 0,11$ (0,64 - 0,71)	Bandara Badullah (1982-2003)
25.Mereuke	$0,27 \pm 0,16$ (ttd - 0,76)	$0,74 \pm 0,39$ (0,53 - 0,76)	$0,75 \pm 0,47$ (0,60 - 0,78)	Bandara Mopah (1982-1991)
26.Jayapura	$0,36 \pm 0,10$ (0,16 - 0,33)	$0,69 \pm 0,41$ (0,33 - 0,72)	$0,66 \pm 0,41$ (0,53 - 0,68)	Bandara Sentani (1982-1991)
27.Biak	$0,44 \pm 0,23$ (0,26 - 0,46)	$0,43 \pm 0,34$ (0,33 - 0,16)	$0,56 - 0,41$ (0,50 - 0,60)	Bandara Frans Kaisiepo (1982-1991)
28.Kupang	$0,48 \pm 0,32$ (0,28 - 0,50)	$0,53 \pm 0,35$ (0,33 - 0,55)	$0,58 \pm 0,41$ (0,50 - 0,60)	Bandara El Tari (1982-2003)
29.Dili	$0,13 \pm 0,01$ (0,03 - 0,35)	$0,35 \pm 0,09$ (0,53 - 0,43)	$0,65 \pm 0,04$ (0,55 - 1,25)	Bendara Komoro, Timor Leste (1982-1999)



Gambar 3. Peta kontour kadar radionuklida ^{137}Cs rata-rata yang terkandung di dalam air hujan (1982-2003).



Gambar 4. Peta kontour kadar radionuklida ^{90}Sr rata-rata yang terkandung di dalam air hujan (1982-2003).



Gambar 5. Peta kontour kadar radionuklida beta total rata-rata yang terkandung di dalam air hujan (1982-2003).

KESIMPULAN DAN SARAN

Kesimpulan

1. Berdasarkan hasil pengukuran kadar jatuhnya radioaktif 1982-2003 di Indonesia, ternyata bahwa kadar ^{90}Sr , ^{137}Cs dan beta total dalam air hujan lebih rendah dibandingkan dengan data yang sama yang telah diperoleh dari manca negara, seperti Amerika Serikat dan Jepang.
2. Kadar ^{137}Cs dan ^{90}Sr dalam air hujan umumnya cenderung menurun di Indonesia bagian barat dan relatif tinggi di utara garis katulistiwa, sementara kadar beta total hampir merata baik di Indonesia bagian barat, tengah dan timur.

Saran

1. Walaupun demikian sebaiknya pemantauan kadar radioanuklida hasil fisi, ^{90}Sr dan ^{137}Cs terus dilakukan secara rutin, seperti di negara-negara lain. Jepang dan Amerika Serikat telah melakukan pemantauan secara rutin oleh *National Institute of Radiological Sciences* (NIRS) dan Amerika Serikat oleh *Environmental Protection Agency* (EPA) Bahkan tidak hanya terbatas pada kadar ^{90}Sr , ^{137}Cs dan beta total, namun jenis radionuklida lain dalam berbagai contoh.
2. Mengingat biaya pemantauan tersebut sangat besar, maka BATAN perlu mengadakan kerja sama kepada instansi-instansi yang terkait baik secara nasional maupun internasional, karena tidak hanya menjadi tanggung jawab Indonesia, tetapi menyangkut kepentingan bangsa di dunia. Data yang dikumpulkan dapat dipakai sebagai data dasar radioaktivitas lingkungan di Indonesia. Sementara data dasar radioaktivitas lingkungan yang dimiliki Indonesia sangat sedikit jika dibandingkan dengan wilayah Indonesia yang sangat luas.

DAFTAR PUSTAKA

1. BATAN, *Keputusan Kepala Badan Tenaga Nuklir Nasional Tentang Organisasi dan Tata Kerja BATAN Serta Balai di Lingkungan BATAN*, Badan Tenaga Nuklir Nasional, Jakarta, 1999.
2. DELYUZAR ILAHUDE, *Peningkatan Luas Daerah Pemusnahan oleh Debu Radioaktif serta Efeknya Terhadap Radiasi Matahari*. Almanak Nuklir Biologi dan

- kimia (NUBIKA) 1984/1985, Pusat Nuklir, Biologi dan Kimia Angkatan Darat, Jakarta, 1985.
3. ERIC, B. F., *Radioactive Fallout, Soils, Plants, Foods, and Man*, Elsever Publication (1965), New York , 1965.
 4. IAEA, *Nuclear Power the Environment and Man*, Information Booklet, Prepared Jointly by IAEA and WHO, Vienna, 1982.
 5. NANCY, A. C., *EML Procedure*, U. S. Department of Energy, HASL, New York, 1990.
 6. BATAN, *Prosedur Analisis Sampel Radioaktivitas Lingkungan*, Badan Tenaga Nuklir Nasional, Jakarta, 1998.
 7. RICHARD, D.L., *Worldwide Deposition of ⁹⁰Sr through 1983*, Environmental Measurement Laboratory (EML), Department of Energy, New York, 1985.
 8. SUTARMAN, *Aspek Meeorologi Distribusi Debu Radioaktif di Lapisan Atmosfer an Lingkungan*, Prosiding Seminar Nasional Sains Atmosfer dan Meteorologi, Vol. 1., Institut Teknologi Bandung (ITB),12 September 1995, Bandung, 1995.
 9. NIRS, *Radioactivity Survey Data in Japan*, Part 1, Environmental Material, Number 110, February, 1997, ISSN 0441-2516, National Institute of Radiological Sciences, Chiba, 1997.
 10. EPA, *Environmental Radiation Data*, Report 63, July-September 1990, United States Environmental Protection Agency, 1991.

PENGUKURAN KONTAMINASI PERMUKAAN DAN LAJU PAJANAN RADIASI DI RSU DR SOETOMO SURABAYA

Muji Wiyono
PTKMR - BATAN

ABSTRAK

PENGUKURAN KONTAMINASI PERMUKAAN DAN LAJU PAJANAN RADIASI DI RSU DR SOETOMO SURABAYA. Telah dilakukan pengukuran kontaminasi permukaan di bagian Kedokteran Nuklir dan laju pajanan radiasi di sekitar ruang pesawat sinar -X, ruang pesawat akselerator linier Clinac 2100C dan ruang teleterapi Co-60 Alcyon di RSU Dr Soetomo Surabaya. Pengukuran kontaminasi permukaan menggunakan survei meter Monitor 4 dan pengukuran laju pajanan radiasi menggunakan survei meter Babyline 61 A. Dari hasil pengukuran diperoleh kontaminasi permukaan di bagian Kedokteran Nuklir antara tak terdeteksi di ruang Kamera gamma I, ruang renogram R-305 dan ruang preparasi Tc-99m; 42,14 Bq/cm² di ruang preparasi isotop I-131 sampai 1314,37 Bq/cm² di ruang pemberian isotop I-131. Kontaminasi permukaan di ruang preparasi dan ruang pemberian isotop I-131 tergolong dalam daerah kontaminasi tinggi sehingga perlu dilakukan dekontaminasi sampai pada tingkat daerah kontaminasi rendah (< 3,7 Bq/cm²). Laju pajanan radiasi yang diterima pekerja radiasi (operator) tertinggi di ruang pesawat sinar-X, pesawat akselerator linier Clinac 2100C dan pesawat teleterapi Co-60 adalah 433,30, 228,05 dan 11,40 µR/jam sehingga perkiraan dosis radiasi yang diterima pekerja radiasi tertinggi selama 1 tahun adalah 9,5 µSv, 0,67 mSv dan 36,25 µSv. Nilai ini masih dibawah NBD yang diizinkan sehingga tempat tersebut aman bagi pekerja radiasi.

ABSTRAC

MEASUREMENT OF SURFACE CONTAMINATION AND RADIATION EXPOSURE RATE IN THE DR SOETOMO HOSPITAL, SURABAYA. Surface contamination in the Nuclear Medicine Division and radiation exposure rate around the room of X-ray machine, the room of Clinac 2100C linear acellerator, the room of Alcyon Co-60 Teletherapy had been measured. Surface contamination measurement was carried out by using Monitor 4 contamination survey meter and radiation exposure rate measurement was carried out by using Babyline 61 A survey meter. The results of measurement surface contaminations were in the Nuclear Medicine Division between undetected in the room of I camera gamma, the room of renogram R-305 and the room of Tc-99 preparation; 42.14 Bq/ cm² in the room of isotope I-131 preparation and 1314.37 Bq/cm² in the giving room of isotope I-131. Surface contaminations in the preparation room and the injection room of isotope I-131 were in the high contamination area so that it needed decontamination up to the level of low contamination area (< 3,7 Bq cm²). The highest radiation exposure rates was accepted by radiation worker around the room of X-ray machine, the room of Clinac 2100 linear accelerator and the room of Co-60 teletherapy were 433.30, 228.05 and 11.40 µR/hour so that the estimation of the highest radiation dose accepted by radiation worker for 1 year were 9.5 µSv, 0.67 mSv and 36.25 µSv. These values were still under NBD permitted, so that the places were safe for the radiation worker.

PENDAHULUAN

Rumah Sakit Umum (RSU) Dr. Soetomo Surabaya adalah salah satu rumah sakit yang menggunakan radiasi pengion untuk keperluan diagnostik dan terapi. Menurut Peraturan Pemerintah RI nomor 63 tahun 2000 rumah sakit yang memanfaatkan radiasi pengion diwajibkan melakukan pemantauan daerah kerja secara terus menerus berkala dan atau sewaktu-waktu berdasarkan jenis instalasi dan sumber radiasi yang digunakan.[1] Di dalam Surat Keputusan Bersama Menteri Kesehatan Republik Indonesia dan Kepala Badan Pengawasan Tenaga Nuklir (BAPETEN) No.1193/Menkes/SKB/VIII /2000 tentang Pembinaan dan Pengawasan Keselamatan dalam Pemanfaatan Tenaga Nuklir di Bidang Kesehatan, tugas pengawasan internal dan pembinaan pemanfaatan tenaga nuklir di bidang sarana pelayanan kesehatan dilakukan oleh Departemen Kesehatan. Oleh karena itu Sub Direktorat Pengamanan Dampak Fisik dan Radiasi Departemen Kesehatan bekerjasama dengan Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi Nuklir Badan Tenaga Nuklir Nasional (PTKMR – BATAN) perlu melakukan pemantauan radiasi dengan mengukur kontaminasi dan laju pajanan radiasi di RSU Dr. Soetomo Surabaya.

Pemantauan radiasi pada daerah kerja merupakan salah satu cara untuk mengetahui adanya tingkat kontaminasi permukaan dan laju pajanan sumber radiasi pada daerah kerja. Oleh karena itu perlu dilakukan pengukuran tingkat kontaminasi di Bagian Kedokteran Nuklir dan laju pajanan radiasi di sekitar pesawat sinar-X, pesawat akselerator linier Clinac 2100C dan pesawat teleterapi Co-60.

Pada makalah ini akan diuraikan hasil pengukuran kontaminasi permukaan di Bagian Kedokteran Nuklir dan pengukuran laju pajanan dari pesawat sinar-X diagnostik, pesawat akselerator linier Clinac 2100C dan pesawat teleterapi Co-60 di ruang operator dan ruang tunggu pasien. Dari pengukuran radiasi yang dilakukan diharapkan diperoleh informasi tingkat kontaminasi permukaan dan laju pajanan radiasi di tempat kerja sehingga dapat diperkirakan dosis radiasi yang diterima pekerja radiasi selama satu tahun.

TEORI

Isotop I-131 dan Tc-99m merupakan sumber radiasi terbuka dan mempunyai potensi bahaya radiasi eksterna dan interna. Bahaya eksterna terjadi apabila pajanan radiasi mengenai

pekerja radiasi secara langsung. Sedangkan bahaya interna terjadi apabila isotop tersebut masuk ke dalam tubuh dan memberikan pajanan radiasi dari dalam tubuh dan proses ionisasi secara terus menerus.

Kontaminasi dari sumber terbuka dibedakan antara kontaminasi permukaan (cair, padat) dan kontaminasi ruangan (udara) yang terjadi akibat kontaminan menguap terutama I-131 yang bersifat volatil (mudah menguap). Sumber terbuka tersebut masuk ke dalam tubuh dapat melalui inhalasi (pernapasan), ingesti (masuk melawati pori-pori kulit) atau oral (mulut).

Pengukuran tingkat kontaminasi permukaan di daerah kerja dapat diukur secara langsung dengan menggunakan alat ukur atau tidak langsung dengan menggunakan metode tes usap. Pengukuran secara langsung dilakukan apabila tempat yang akan diukur tidak dipengaruhi sumber radiasi lain yang dapat mempengaruhi bacaan alat ukur. Nilai kontaminasi sebenarnya pada permukaan di daerah kerja yang diukur dihitung dengan persamaan berikut [2]:

$$K_s = (K_a - K_{Bg}) \times FK \tag{1}$$

- Dimana
- K_s = nilai kontaminasi sebenarnya (Bq/cm²)
 - K_a = nilai kontaminasi yang terbaca dalam alat ukur (cpm)
 - K_{Bg} = nilai kontaminasi latar yang terbaca dalam alat ukur (cpm)
 - FK = faktor kalibrasi alat ukur

Tingkat kontaminasi di daerah kerja radiasi dibedakan dalam 3 daerah kontaminasi yaitu kontaminasi rendah, sedang dan tinggi. Batas kontaminasi permukaan daerah kontaminasi rendah, sedang dan tinggi pemancar alfa dan beta disajikan pada tabel 1:

Tabel 1. Pembagian daerah kontaminasi[3]

No.	Daerah Kontaminasi	Pemancar alfa (α) (Bq/cm ²)	Pemancar beta (β) (Bq/cm ²)
1.	Rendah	$0 < \alpha < 0,37$	$0 < \beta < 3,7$
2.	Sedang	$0,37 \leq \alpha < 3,7$	$3,7 \leq \beta < 37$
3.	Tinggi	$\geq 3,7$	≥ 37

Laju pajanan radiasi yang terukur adalah besarnya laju pajanan yang terbaca pada alat ukur dikurangi laju pajanan latar dikalikan faktor kalibrasi alat ukur, dituliskan dengan persamaan:[4]

$$X_g = (X_a - X_{Bg}) \times FK \quad (2)$$

dimana : X_g = laju pajanan sebenarnya di tempat yang diukur

X_a = bacaan laju pajanan dari alat ukur

X_{Bg} = bacaan laju pajanan latar

FK = faktor kalibrasi alat ukur.

Satuan cgs untuk laju pajanan adalah R/jam (Rontgen/jam), sedangkan dalam satuan SI adalah C/kg (Coulomb/kilo gram) dimana $1 R = 2,58 \times 10^{-4} C/kg$. Perkalian laju pajanan dengan faktor konversi dari nilai pajanan ke dosis (f) dinamakan laju dosis serap (\dot{D}).[5]

$$\dot{D} = X \cdot f \quad (\text{Rad/jam}) \quad (3)$$

Faktor konversi nilai laju pajanan ke dosis untuk radiasi gamma adalah $1 R/jam = 0,877 \text{ Rad/jam}$. Satuan lama dosis serap adalah rad (radiation absorbed dose) sedangkan dalam satuan SI adalah Gray (Gy), dimana $1 Gy = 100 \text{ Rad}$.

Jika laju dosis serap dikalikan dengan faktor bobot radiasi (W_R) maka diperoleh laju dosis tara / ekuivalen (H).[5]

$$\hat{H} = \dot{D} \cdot W_R \quad (\text{rem/jam}) \quad (4)$$

Faktor bobot radiasi untuk foton, partikel dan neutron berbagai energi dapat dilihat pada tabel 2.[6].

Tabel 2. Faktor bobot radiasi untuk foton, partikel dan neutron.

No.	Jenis Radiasi	Faktor Bobot Radiasi (W_R)
1.	Foton, untuk semua energi	1
2.	Elektron dan Muon, semua energi	1
3.	Neutron dengan energi: <ul style="list-style-type: none"> • < 10 keV • 10 keV hingga 100 keV • > 100 keV hingga 2 MeV • > 2 MeV hingga 20 MeV • > 20 MeV 	5 10 20 10 5
4.	Proton, selain proton rekoil, dengan energi > 2 MeV	5

Satuan cgs untuk laju dosis ekivalen adalah rem/jam sedangkan untuk satuan SI adalah Sievert per jam (Sv/jam), dimana $1 \text{ Sv} = 100 \text{ rem}$. Apabila laju dosis ekivalen dikalikan dengan waktu pajanan, akan diperoleh dosis ekivalen total.[5]

$$H = \hat{H} \cdot t \quad (5)$$

dimana H = dosis ekivalen (rem)

\hat{H} = laju dosis ekivalen (rem/jam)

t = durasi terkena dosis radiasi (jam)

Nilai Batas Dosis (NBD) untuk dosis ekivalen seluruh tubuh bagi pekerja radiasi adalah 50 mSv/tahun dan bagi masyarakat umum adalah 5 mSv/tahun [3]. Laju pajanan yang boleh diterima pekerja radiasi adalah 2,5 mR/jam dan masyarakat umum adalah 0,25 mR/jam.

TATA KERJA

Pengukuran Tingkat Kontaminasi

Survei meter kontaminasi merk Monitor 4 sebelum digunakan untuk pengukuran dicek tegangan baterai dan dilakukan pengukuran cacah latar belakang. Kemudian pengukuran

tingkat kontaminasi permukaan daerah kerja yang diakibatkan karena penggunaan isotop I-131 dilakukan pada jarak 0,5 cm antara jendela detektor dengan daerah yang terkontaminasi (daerah yang diukur). Hasil yang terbaca pada alat ukur baik untuk cacah latar maupun hasil pengukuran kontaminasi permukaan dicatat. Dengan cara yang sama dilakukan pengukuran tingkat kontaminasi daerah kerja yang diakibatkan karena penggunaan isotop Tc-99m. Tingkat kontaminasi permukaan di Bagian Kedokteran Nuklir diukur pada 10 hari setelah pemakaian isotop I-131 dan 17 hari setelah pemakaian isotop Tc-99m.

Pengukuran Laju Pajanan Radiasi

Survei meter merk Babyline 61A sebelum digunakan untuk pengukuran dicek tegangan baterai dan dilakukan pengukuran cacah latar belakang. Kemudian pengukuran laju pajanan radiasi dilakukan pada ketinggian 1 meter di atas permukaan lantai di ruang operator dan di ruang tunggu pasien. Pengukuran dilakukan pada saat pesawat sinar X, pesawat akselerator linier dihidupkan untuk menyinari pasien dan pesawat teleterapi Co-60 pada posisi ON dan OFF tanpa ada pasien. Hasil yang terbaca pada alat ukur baik untuk cacah latar maupun hasil pengukuran dicatat.

HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil pengukuran tingkat kontaminasi permukaan di Bagian Kedokteran Nuklir disajikan dalam tabel 3. Besarnya tingkat kontaminasi permukaan berkisar antara tak terdeteksi di ruang preparasi Tc-99m, ruang Renogram dan ruang Kamera Gamma I sampai dengan 1314,37 Bq/cm² di ruang pemberian isotop I-131. Meskipun tingkat kontaminasi permukaan di ruang preparasi Tc-99m tak terdeteksi dan beberapa ruang masih dalam kategori daerah kontaminasi sedang bukan berarti tidak ada potensi kontaminasi di tempat tersebut karena pada saat pengukuran dilakukan aktivitas kontaminan telah berkurang akibat peluruhan.

Sebaliknya tingkat kontaminasi permukaan di meja kerja ruang preparasi isotop I-131, meja kerja dan lantai dekat meja kerja ruang pemberian isotop I-131 termasuk dalam kategori daerah kontaminasi tinggi. Oleh sebab itu perlu dilakukan dekontaminasi dengan

membersihkan bagian yang terkontaminasi dengan kain yang mudah menyerap cairan sampai tingkat kontaminasi permukaan tersebut dalam kategori daerah kontaminasi rendah.

Tabel 3. Tingkat Kontaminasi Permukaan pada Bagian Kedokteran Nuklir

No.	Lokasi	Tingkat Kontaminasi (Bq/cm ²)
1	Ruang Preparasi Isotop I-131 - Meja kerja - Troly - Wastafel	42,14 5,27 ttd
2	Ruang Preparasi Technecium – 99m (Tc-99m) - Meja kerja - Lantai dibawah meja kerja - Ruangan preparasi	ttd ttd ttd
3	Ruang 314 (pemberian isotop I-131) - Meja kerja - Lantai ruangan - Lantai dekat meja kerja - Tempat duduk pasien	1314,37 10,54 43,46 ttd
4	Ruang R – 305 (Renogram) - Meja kerja - Lantai - Tempat duduk pasien - Wastafel - Lantai di bawah tempat duduk pasien	ttd ttd ttd ttd ttd
5	Ruang Kamera gamma I - Tempat tidur pasien - Lantai ruangan - Lantai dibawah tempat tidur pasien	ttd ttd ttd

Hasil pengukuran laju pajanan pesawat sinar-X di ruang diagnostik dan perkiraan dosis yang diterima pekerja radiasi selama 1 tahun (250 hari kerja = 50 Minggu = 2000 jam) dan laju pajanan di ruang tunggu pasien (masyarakat umum) disajikan dalam tabel 4. Besarnya laju pajanan di ruang operator antara 22,81 sampai 433,30 µR/jam dan perkiraan dosis radiasi yang diterima pekerja radiasi selama 1 tahun antara 1 sampai dengan 9,5 µSv. Nilai ini masih jauh di bawah nilai batas dosis (NBD) tahunan yang diizinkan.

Laju pajanan di ruang tunggu pasien bagian diagnostik berkisar antara tak terdeteksi (ttd) sampai dengan 45,61 µR/jam. Karena laju pajanan di beberapa ruang tunggu pasien

besarnya kurang dari 0,25 mR/jam maka dosis yang diterima keluarga pasien akibat berkunjung ke RSUD Dr Soetomo masih dibawah nilai batas dosis yang diijinkan.

Tabel 4. Laju pajanan pesawat sinar-X di Ruang Dianostik dan perkiraan dosis radiasi yang diterima pekerja radiasi.

No.	Ruang	Durasi Rerata Penyinaran (detik)	Jumlah Rerata Pasien/hari (orang)	Jumlah Rerata Penyinaran / pasien	Laju Pajanan (μ R/jam)		Dosis Radiasi Selama setahun (μ Sv)
					Ruang Operator	Ruang Tunggu Pasien	Ruang Operator
1	Penyinaran 106	0,5	30	4	159,64	45,61	5,83
2	Penyinaran127	0,8	15	2	68,42	Ttd	1
3	Flouroscopy	0,5	10	10	45,61	Ttd	1,39
4	Thorak	0,5	60	2	45,61	Ttd	1,67
5	Penyinaran 124	0,6	30	2	433,30	20	9,5
6	IRD	0,32	160	5	22,81	ttd	3,56

Laju pajanan di beberapa ruang Bagian Radioterapi pesawat akselerator linier Clinac 2100C dengan foton 6 MV pada saat menyinari pasien disajikan dalam Tabel 5. Laju pajanan di ruang operator sebesar 228,05 μ R/jam dan di pintu ruang penyinaran adalah 456,10 μ R/jam. Perkiraan dosis radiasi selama satu tahun antara 0,67 sampai 1,33 mSv dengan asumsi durasi penyinaran rerata setiap pasien 60 detik dan jumlah pasien rerata setiap hari 80 orang. Dosis radiasi tersebut masih berada di bawah nilai batas dosis yang diijinkan yaitu dibawah 50 mSv/tahun.

Tabel 5. Laju pajanan dan perkiraan dosis radiasi di sekitar pesawat akselerator linier Clinac 2100 C

No.	Lokasi	Laju Pajanan (μ R/jam)	Perkiraan Dosis Radiasi Selama setahun (mSv)
1.	Ruang operator	228,05	0,67
2.	Ruang tunggu pasien	Ttd	-
3.	Pintu ruang penyinaran	456,10	1,33

Laju pajanan di beberapa ruang pesawat teleterapi Co-60 disajikan pada Tabel 6. Besarnya laju pajanan radiasi di sekitar pesawat teleterapi Co-60 berkisar antara tak terdeteksi (ttd) di tempat operator sampai 2.736,60 $\mu\text{R}/\text{jam}$ di bawah posisi sumber pada posisi OFF. Perkiraan dosis yang diterima pekerja radiasi selama 1 tahun adalah 36,25 μSv dengan asumsi durasi penyinaran rerata 58 detik, jumlah pasien rerata setiap hari 90 orang. Nilai ini masih jauh di bawah nilai batas dosis yang diizinkan, namun harus dihindari berada di bawah sumber Co-60 kecuali dalam keadaan darurat.

Tabel 6. Laju pajanan dan perkiraan dosis radiasi di sekitar ruang pesawat teleterapi Co-60

No.	Lokasi	Laju Pajanan ($\mu\text{R}/\text{jam}$)		Dosis Radiasi Selama 1 tahun (μSv)	
		Posisi ON	Posisi OFF	Posisi ON	Posisi OFF
1.	Ruang operator	11,40	Ttd	36,25	Ttd
2.	Ruang tunggu pasien	Ttd	Ttd	Ttd	Ttd
3.	Ruang ruang penyinaran	-	Ttd	-	Ttd
4.	Pintu ke ruang penyinaran	11,40	Ttd	36,25	Ttd
5.	Di bawah sumber Co-60	-	2.736,60	-	-

KESIMPULAN

1. Dari hasil pengukuran diperoleh besarnya kontaminasi permukaan berkisar antara tak terdeteksi di ruang preparasi Tc-99m, ruang Renogram dan ruang Kamera gamma I, 42,12 Bq/cm^2 di ruang preparasi isotop I-131 sampai dengan 1314,37 Bq/cm^2 di ruang pemberian isotop I-131. Kontaminasi permukaan di ruang preparasi isotop I-131 dan di ruang pemberian isotop I-131 dalam kategori daerah kontaminasi tinggi sehingga perlu dilakukan dekontaminasi sampai tingkat kontaminasi permukaan di tempat tersebut dalam kategori daerah kontaminasi rendah.
2. Perkiraan dosis radiasi yang diterima pekerja radiasi tertinggi di ruang pesawat sinar-X diagnostik, ruang pesawat akselerator linier dan ruang pesawat teleterapi Co-60 selama 1

tahun adalah 9,5 μSv ; 0,67 mSv dan 36,25 μSv . Nilai ini masih jauh dibawah nilai batas dosis yang diijinkan sehingga aman bagi pekerja radiasi.

SARAN

Untuk menghindari terjadinya kontaminasi permukaan di meja kerja sebaiknya memasang plastik dan kertas yang mudah menyerap cairan (koran, kertas merang, kertas saring dan lain-lain) di atas meja sebelum preparasi isotop I-131. Apabila kertas tersebut terkontaminasi, langsung dilimahkan ke tempat penampungan limbah radioaktif.

UCAPAN TERIMA KASIH

Terima kasih penulis ucapkan kepada Bapak Ikron, SKM, Sub Direktorat Pengamanan Dampak Fisik dan Radiasi, Direktorat Pelayanan Medik dan Penyakit Menular, Jakarta atas segala bantuannya.

DAFTAR PUSTAKA

1. Peraturan Pemerintah Republik Indonesia nomor 63 tahun 2000, tentang Keselamatan dan Kesehatan terhadap Pemanfaatan Radiasi Pengion, Jakarta (2000).
2. Instruksi Kerja Pengoperasian Survei Meter Monitor 4 dan Monitor Kontaminasi, Laboratorium Kesehatan Keselamatan dan Lingkungan, Puslitbang Keselamatan Radiasi dan Biomedika Nuklir – BATAN (2002).
3. Keputusan Kepala BAPETEN nomor: 01/Ka-BAPETEN/V-99 tentang Ketentuan Keselamatan Kerja Terhadap Radiasi, (1999).
4. Intruksi Kerja Pengoperasian Survei Meter Babyline 61 A, Laboratorium Keselamatan Kesehatan dan Lingkungan, Puslitbang Keselamatan Radiasi dan Biomedika Nuklir – BATAN (2002)
5. CEMBER, H., “Introduction to Health Physics”, Second Edition-revised and Enlarged, Health Professions Division, McGraw-Hill,Inc (1983).
6. SUWARNO WIRYOSIMIN, “Mengenal Asas Proteksi Radiasi”, Penerbit ITB Bandung, Bandung (1995).

Tanya – Jawab :

1. Penanya : Robert H (PTKMR – BATAN)

Pertanyaan :

Tingkat kontaminasi permukaan di meja kerja (ruang pemberian isotop I-131) sangat tinggi yaitu 1314,37 Bq/cm². Apa penyebabnya dan bagaimana tindakan yang harus dilakukan oleh pihak RSUD Dr. Soebroto?

Jawaban : Muji Wiyono (PTKMR – BATAN)

Penyebabnya antara lain : pada waktu pasien minum isotop I-131 ada yang tumpah, tisu pengusap mulut dibuang sembarangan di meja kerja, dll. Tindakan Pihak RS segera dilakukan proses dekontaminasi untuk pasien berikutnya harus diawasi pada saat minum I-131.

STUDI KESEHATAN PADA PEKERJA RADIASI DI BADAN TENAGA NUKLIR NASIONAL

Sri Sardini, Elistina, dan Titin Prihatin
PTKMR - BATAN

ABSTRAK

STUDI KESEHATAN PADA PEKERJA RADIASI DI BADAN TENAGA NUKLIR NASIONAL. Telah dilakukan pemantauan terhadap kesehatan pekerja radiasi di lingkungan Badan Tenaga Nuklir Nasional. Kegiatan ini dilakukan dengan cara mengumpulkan data/ status kesehatan pekerja radiasi selama 5 tahun pada pekerja radiasi yang sama di beberapa unit kerja di Batan dari tahun 1994 – 2002. Data yang diperoleh sebanyak 304 orang pekerja radiasi dan dikelompokkan berdasarkan jenis penyakit / kelainan yang ditemukan pada seluruh pekerja serta dilaporkan dalam bentuk prosentase penyakit / kelainan. Kelainan pada pemeriksaan fisik yang dominan adalah infeksi gigi dan mulut (mencapai 85 %), kelainan mata (refraksi terkoreksi), tekanan darah rendah dan tinggi. Pada pemeriksaan laboratorium ditemukan hasil pengujian pada laju endap darah yang lebih besar dari normal. Pemeriksaan kimia darah menunjukkan kadar kolesterol, Trigliserida, SGOT, SGPT, dan asam urat lebih besar dari normal. Ditemukan kalsium oksalat pada sedimen urin. Hasil studi ini tidak menunjukkan efek/ pengaruh dari pajanan radiasi, tetapi merupakan penyakit/ kelainan yang umum ditemukan pada masyarakat.

Kata kunci: data kesehatan, pekerja radiasi, batan.

ABSTRACT

HEALTH STUDY OF RADIATION WORKERS of NATIONAL NUCLEAR ENERGY AGENCY. The monitoring of health of radiation worker at National Nuclear energy agency (BATAN) has been conducted. This activity has been conducted by the collection of health data of radiation workers for 5 years from 1994 to 2002. The collected data were taken from 304 radiation workers and grouped according to type of diseases found among them and presented as a percentage of diseases. The dominant disease had been found for physical examination namely : infection of teeth and mouth, low blood pressure, eyes diseases, especially corrected refraction and allergic of skin. The result of haematology examination for blood samples indicated that precipitated blood rate was higher than normal value. On the other hand, the blood chemical value such as cholesterol, triglyceride, SGOT, SGPT, and uric acid were also higher than normal value. Calcium oxalic was also found in sedimen urine. There were no effects found due to the radiation, but were diseases that were found in public community.

Key words: health, radiation workers, batan

PENDAHULUAN

Sesuai dengan SK Kepala BATAN No.73/ KA/ IV/ 1999 Bab IV, bagian ke empat, Pasal 121 tentang tugas Sub Bidang Pelayanan Kesehatan dan Kedaruratan Nuklir PTKMR adalah untuk melaksanakan pemeriksaan kesehatan terhadap pekerja radiasi [1]. Pemeriksaan dilakukan sekurang-kurangnya 1 kali dalam setahun meliputi pemeriksaan fisik, laboratorium, radiologi dan pemeriksaan lain yang dianggap perlu [2]. Untuk menjamin keselamatan pekerja maka diperlukan suatu sistem pengawasan/ keselamatan yang ketat terhadap pekerja radiasi yang meliputi monitor radiasi (film badge/ termoluminisensi dosimeter) untuk mengetahui dosis radiasi yang diterima, pemeriksaan kesehatan untuk mengetahui kesehatan pekerja yang bersifat saling melengkapi, dan mencari sebab apabila terjadi keadaan patologis [2].

Tujuan pemeriksaan kesehatan pekerja radiasi adalah untuk mengetahui status kesehatan pekerja radiasi sebelum, selama maupun sesudah bekerja. Data kesehatan digunakan untuk menentukan apakah seseorang boleh bekerja sebagai pekerja radiasi atau tidak, menentukan status kesehatan pekerja radiasi sesuai dengan beban kerjanya, dan mengetahui apakah penyakit yang diderita oleh pekerja radiasi tersebut adalah penyakit akibat kerja atau bukan [2].

Pajanan radiasi dapat terjadi dimanapun bahan radioaktif berada. Kemungkinan paling besar adalah selama penggunaan bahan radioaktif di bidang medis, industri atau riset dimana salah pemakaian atau kecelakaan menghasilkan pajanan yang tak diharapkan atau bisa juga akibat kecelakaan selama pengangkutan [3]. Bila terjadi pajanan radiasi yang berlebihan pada tubuh, maka akan menimbulkan berbagai efek biologi. Efek biologi yang timbul akan berbeda, tergantung pada besarnya dosis, energi, dan jenis radiasi yang diterima. Efek biologi radiasi pengion pada tubuh bisa terjadi pada tingkat DNA (kromosom) sel, jaringan/ organ tubuh seperti : kulit, mata, tiroid, paru, organ reproduksi, sistem pembekuan darah, dan janin [4].

Interaksi radiasi pengion dengan jaringan dapat terjadi secara langsung yaitu radiasi dapat langsung merusak molekul intraseluler atau secara tidak langsung yaitu molekul pembentuk radikal bebas yang akan merusak sel. Jenis kerusakan yang terjadi pada sel dapat digolongkan sebagai efek dan efek genetik. Kerusakan pada sel somatik akan tampak pada individu terpajan, sedangkan efek genetik terjadi pada generasi dari individu terpajan [3].

Kepekaan sel terhadap radiasi bervariasi sesuai tahapannya dalam siklus kehidupannya. Sel pada aktifitas melakukan pembelahan merupakan sel yang paling sensitif terhadap radiasi. Jaringan yang selnya cepat membelah sangat peka terhadap radiasi, sebagai contoh sumsum tulang, kulit, saluran pencernaan, dan sel pada janin [3].

Efek pajanan radiasi dapat dibedakan atas efek stokastik dan efek deterministik. Efek stokastik adalah setiap dosis, betapapun kecilnya akan memperbesar risiko peluang terjadinya kerusakan. Efek genetik dan kanker merupakan efek stokastik. Efek deterministik adalah efek yang tingkat keparahannya sesuai dengan dosis yang diterima, seperti kemerahan kulit (eritema), kerontokan rambut, katarak, efek sumsum tulang dan gangguan kesuburan [3].

Studi ini dilakukan untuk mengetahui apakah terjadi efek biologi yang disebabkan radiasi pada pekerja radiasi di Batan dari tahun 1994 – 2002. Hasil studi digunakan sebagai data epidemiologi akibat pajanan radiasi pada pekerja radiasi.

TATA KERJA

Data kesehatan pekerja radiasi di Batan diperoleh dari Subbid. Pelayanan Kesehatan PTKMR Batan Jakarta (dari pusat PTKMR, P2GN, dan PATIR), Poliklinik Batan Yogyakarta (PTAPB), Poliklinik Batan Bandung (PTNBR) dan Poliklinik Batan Serpong (dari pusat dikawasan PPTA Serpong) berupa status kesehatan sejak tahun 1994 – 2002.

Status kesehatan berisi data mengenai hasil pemeriksaan fisik, pemeriksaan laboratorium, rontgen, dan EKG. Data diambil dari status kesehatan yang mempunyai data lengkap selama 5 tahun untuk masing-masing pusat dengan tahun yang berbeda.

Hasil pengumpulan data dikelompokkan berdasarkan jenis penyakit/ kelainan yang ditemukan, dan disajikan dalam bentuk prosentase penyakit/ kelainan berupa histogram.

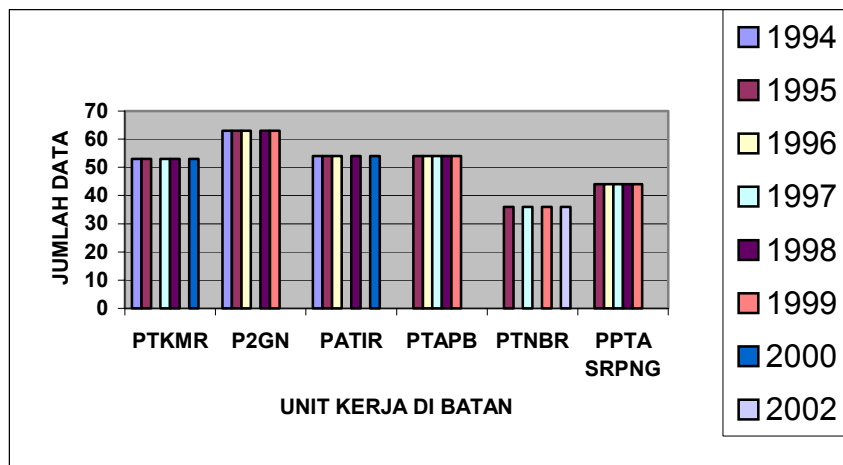
HASIL DAN PEMBAHASAN

Pada semua data pekerja yang berhasil dikumpulkan dari berbagai pusat, kemudian dilakukan pemilihan data/ nama yang sama, maka diperoleh data sebanyak 304 orang yang terdiri dari PTKMR 53 orang, P2GN 63 orang, PATIR 54 orang, PTAPB Yogyakarta 54 orang, PTNBR Bandung 36 orang, dan PPTA Serpong 44 orang. Ditemukan berbagai penyakit/ kelainan pada pemeriksaan dan uji. Penyakit/ kelainan yang ditemukan pada hasil

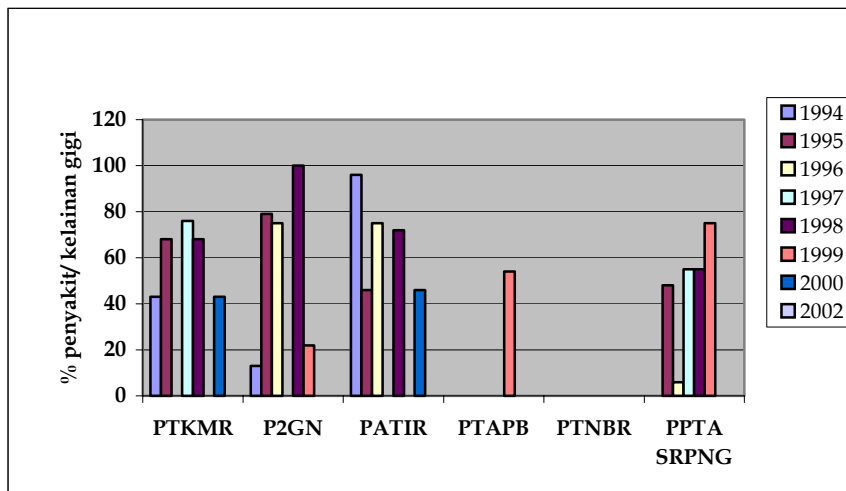
pemeriksaan fisik, laboratorium, EKG dan rontgen torak. Penyakit/ kelainan dari hasil pemeriksaan fisik yang terbanyak ditemukan adalah infeksi gigi, mata (refraksi terkoreksi), tekanan darah rendah dan tinggi.

Hasil analisis data pemeriksaan laboratorium ditemukan uji laju endap darah, kolesterol, trigliserida, SGOT, SGPT, dan asam urat umumnya di atas rentang normal serta ditemukan adanya kalsium oksalat dalam sedimen urin.

Gambar 1. Memperlihatkan jumlah data hasil pemeriksaan kesehatan yang diperoleh dari setiap unit kerja selama 5 tahun kecuali PTNBR Bandung hanya 4 tahun.

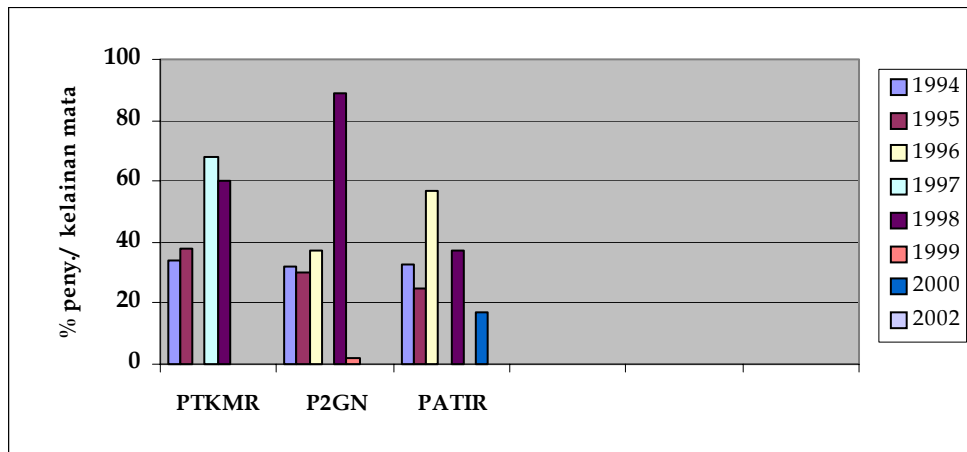


Gambar 1. Data pemeriksaan kesehatan pada pusat di lingkungan BATAN



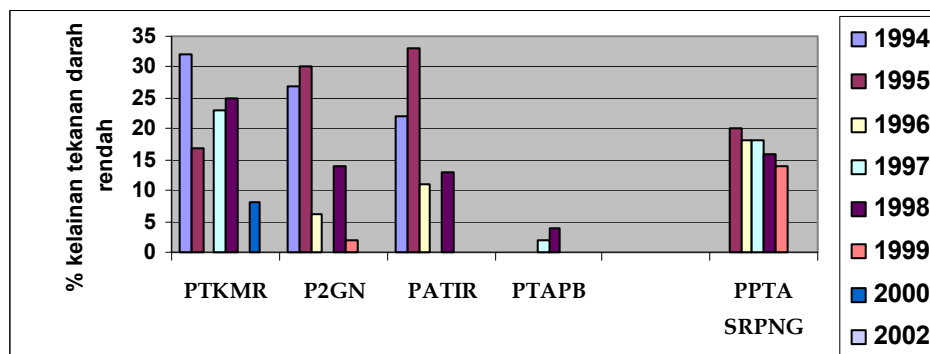
Gambar 2. Data Infeksi gigi

Gambar 2 memperlihatkan prosentase kelainan infeksi pada gigi. Pada PTKMR selalu ditemukan kelainan rerata 59,6 % pada setiap periode pemeriksaan; P2GN pada tahun 1994 dan 1999 rentang 13 % - 22 %, tahun 1995-1998 rerata 84,7 %; PATIR rerata 67 % pada setiap tahun; PTAPB 54 % pada tahun 1999, PTNBR Bandung hanya melakukan pemeriksaan fisik terhadap pekerja yang mendapat kelainan laboratorium dan lainnya. Pemeriksaan fisik dilakukan di poliklinik pada waktu yang berlainan sehingga data tidak tercantum dalam status kesehatan pekerja radiasi. PPTA Serpong pada tahun 1996 hanya 6 %, tahun 1995, 1997- 1999 rerata 58,25 %.



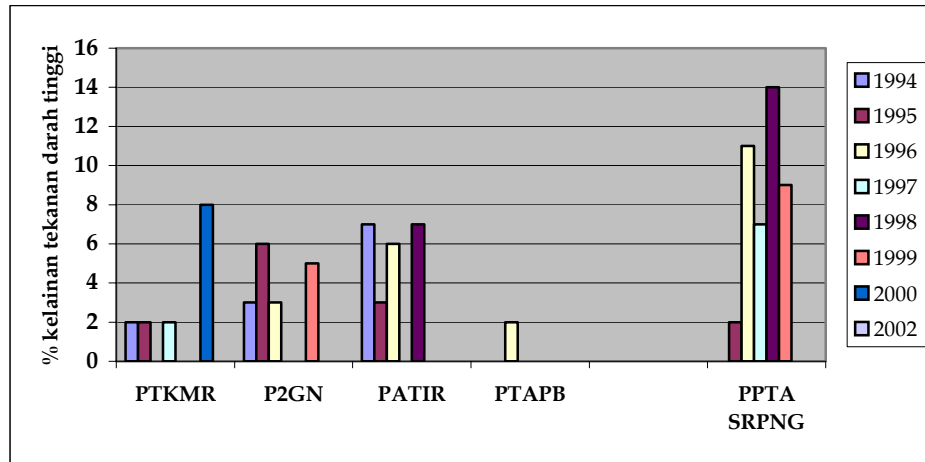
Gambar 3. Data kelainan mata (refraksi terkoreksi)

Gambar 3 kelainan mata (refraksi terkoreksi) pada PTKMR rerata 50 % per tahun, P2GN 38 % per tahun, dan PATIR 34 % per tahun. Pada PTAPB, PTNBR dan PPTA Serpong tidak ada data pemeriksaan fisik.



Gambar 4. Data kelainan tekanan darah rendah

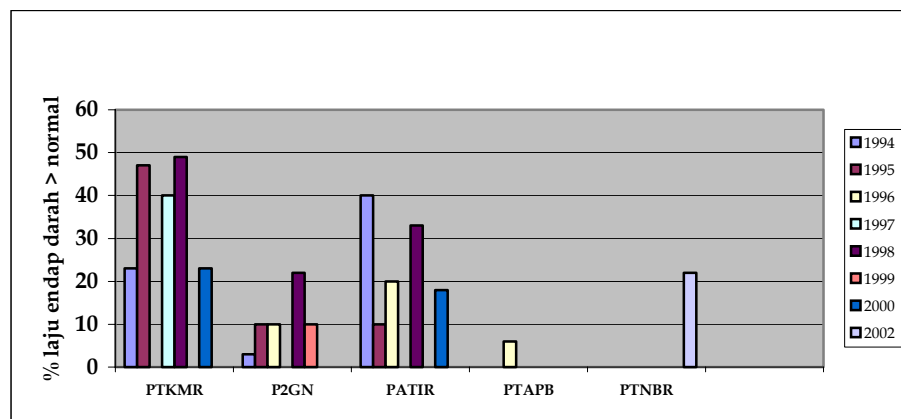
Gambar 4 kelainan tekanan darah rendah pada PTKMR kira-kira 21 % pada setiap pemeriksaan, P2GN 16 %, PATIR 20 %, PTAPB tahun 1997 dan 1998 rerata 3 %. PPTA Serpong rerata 17,2 % per tahun, dan PTNBR Bandung tidak melakukan pemeriksaan fisik.



Gambar 5. Data kelainan tekanan darah tinggi

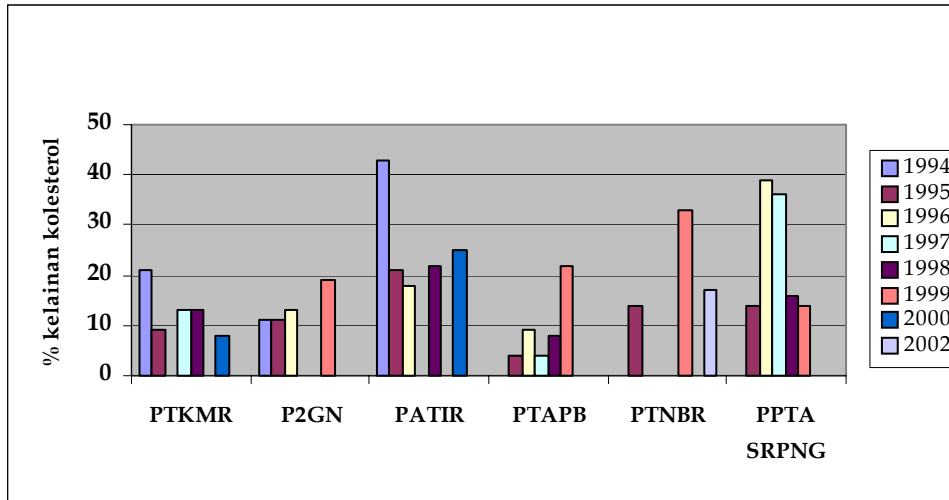
Gambar 5 tekanan darah tinggi pada PTKMR dari tahun 1994 – 1997 rerata 2 % per tahun, pada tahun 2000 meningkat menjadi 8 %, P2GN 3 %, PATIR 5,8 %, PTAPB tahun 1996 2 %, PPTA Serpong rata-rata 8,6 % per tahun , dan PTNBR Bandung tidak melakukan pemeriksaan fisik.

Dari hasil analisis data pemeriksaan laboratorium ditemukan adanya beberapa parameter yang melebihi nilai normal seperti yang tercantum pada Gambar 6 – 12.



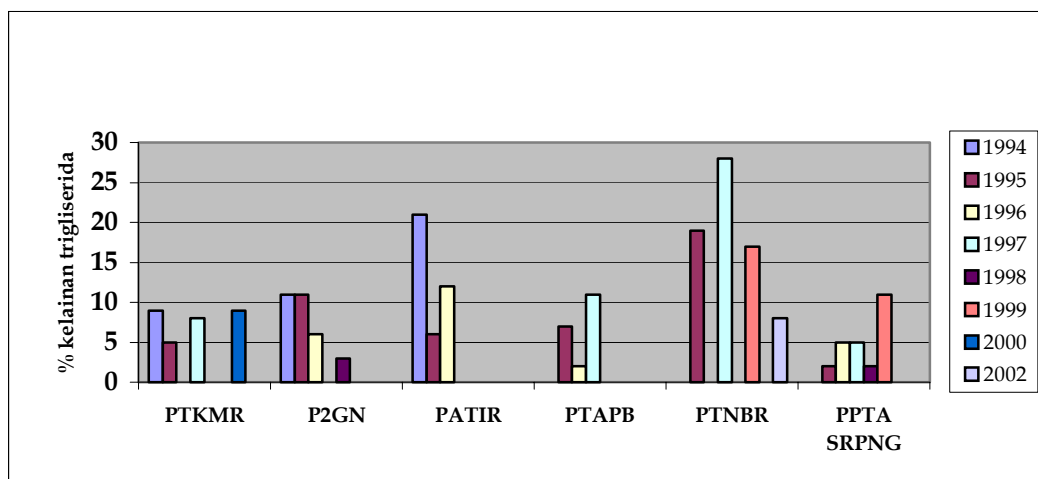
Gambar 6. Data laju endap darah

Gambar 6 ditemukan laju endap darah melebihi nilai normal pada PTKMR rerata 36 % per tahun, P2GN 13 %, PATIR 24 %, PTAPB tahun 1996 6 %, PTNBR tahun 2002 kira-kira 22 %, dan PPTA Serpong tidak ada.



Gambar 7. Data kelainan kolesterol

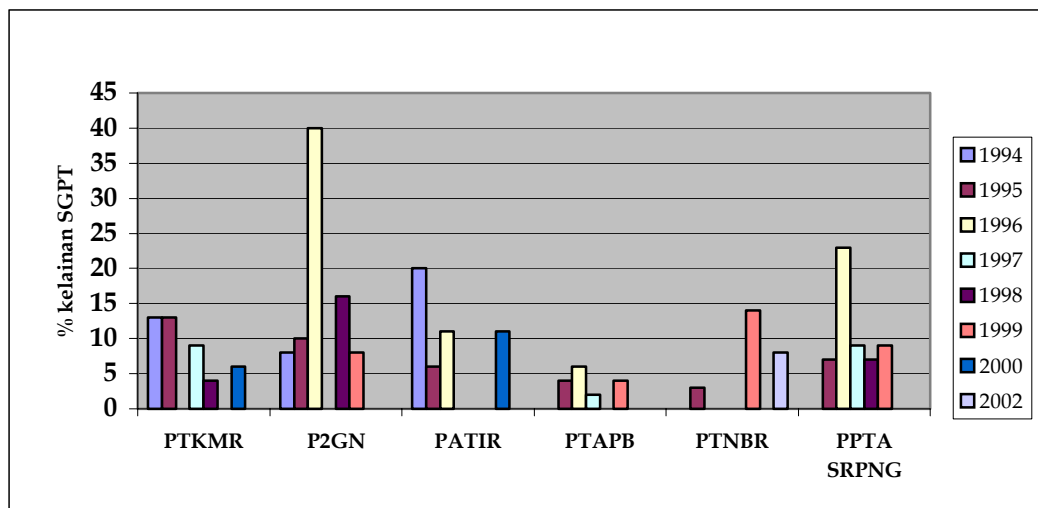
Gambar 7 kolesterol yang melebihi nilai normal pada P3KRBiN rata-rata 13 % per tahun, P2BGGN 14 %, P3TIR tahun 1994 sebesar 43 %, tahun 1995 - 2000 rata-rata 21,5 % per tahun, PPTN Yokya 18 % per tahun, PPTN Bandung 21 % per tahun, PPTN Serpong tahun 1995 14 %, tahun 1996-1997 meningkat 37,5 % per tahun, tahun 1998-1999 turun menjadi 15 % per tahun.



Gambar 8. Data kelainan trigliserida

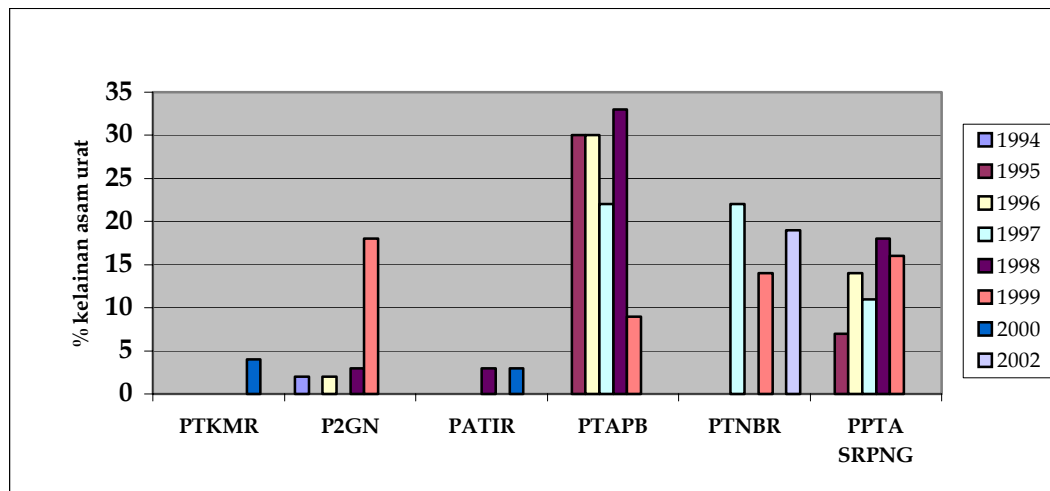
Gambar 8 trigliserida melebihi normal pada PTKMR rerata 8 % per tahun, P2GN 8 % per tahun, PATIR 13 % per tahun, PTAPB Yokya 5 % per tahun, PTNBR Bandung 18 % per tahun, dan PPTA Serpong 5 % per tahun.

Ditemukan SGOT melebihi nilai normal pada PTKMR rerata 14,2 % per tahun, P2GN tahun 1994-1995 dan 1999 rerata 7,3 % per tahun, tahun 1996-1998 terjadi peningkatan 34 % per tahun, PATIR tahun 1994 sebesar 24 %, tahun 1995- 2000 rerata 7,3 % per tahun, PTAPB 3 % per tahun, PTNBR 4 % per tahun, dan PPTA Serpong 10 % per tahun.



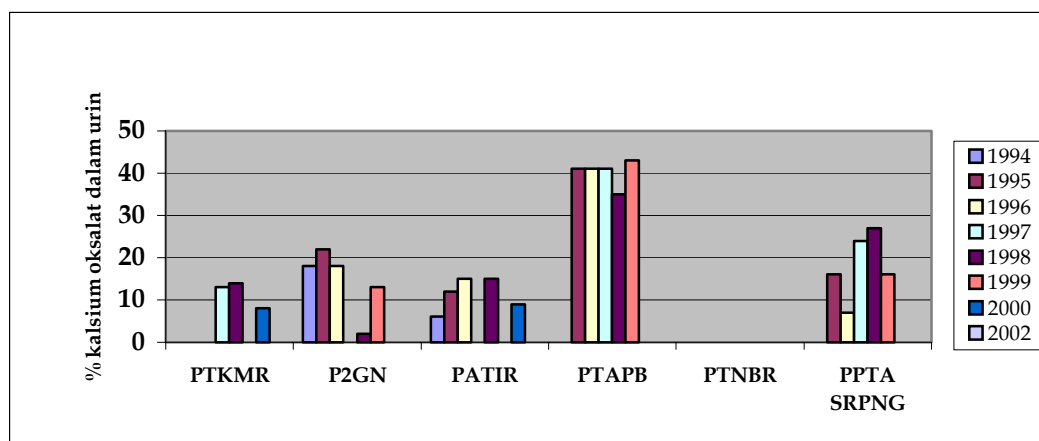
Gambar 10. Data kelainan SGPT

Gambar 10 SGPT yang melebihi nilai normal pada PPTKMR rerata 9 % per tahun, P2GN tahun 1994-1995 rerata 9 % per tahun, tahun 1996 terjadi peningkatan 40 %, tahun 1998-1999 terjadi penurunan 12 % per tahun, PATIR 12 % per tahun, PTAPB 5 % per tahun, PTNBR 8 % per tahun, dan PPTA Serpong 8 % per tahun, kecuali tahun 1996 terjadi peningkatan 23 %.



Gambar 11. Data kelainan asam urat

Gambar 11 asam urat melebihi nilai normal pada PTKMR tahun 2000 4 %, pada tahun-tahun lainnya tidak dilakukan pemeriksaan asam urat. P2GN tahun 1994-1998 rerata 2,3 %, tahun 1999 terjadi peningkatan 18 %, PATIR 3 % per tahun, PTAPB 25 % per tahun, PTNBR 18 % per tahun, dan PPTA Serpong 13 % per tahun.



Gambar 12. Data kalsium oksalat dalam urine

Gambar 12 ditemukan kalsium oksalat pada pekerja radiasi PTKMR rerata 14 % per tahun, P2GN 15 % per tahun, P3TIR 11 % per tahun, PTAPB 32 % per tahun, dan PPTA Serpong rerata 18 % per tahun.

Data yang dibahas dalam studi ini adalah data status kesehatan selama masa bekerja dari tahun 1994 – 2002. Kelainan pada pemeriksaan fisik seperti infeksi gigi bukan akibat pengaruh radiasi, tetapi karena perawatan yang kurang baik dari pekerja. Umumnya ditemukan gigi berlubang baik yang sudah ditambal maupun yang masih dalam perawatan. Kelainan mata sebagian besar berupa kelainan refraksi terkoreksi yang tidak disebabkan oleh radiasi. Efek biologi radiasi pengion terhadap mata antara lain adalah terjadinya kekeruhan atau katarak lensa mata [3]. Tekanan darah rendah dan tinggi yang ditemui merupakan keadaan yang sering ditemukan pada masyarakat umum dan tidak disebabkan paparan radiasi.

Kelainan pada hasil uji laboratorium seperti laju endap darah yang melebihi nilai normal karena berkurangnya sel darah merah. Hasil uji kolesterol dan trigliserida dan asam urat yang melebihi nilai normal bukan pengaruh radiasi, melainkan pengaruh pola makan sehari-hari. Peningkatan SGOT dan SGPT bisa disebabkan oleh faktor kelelahan fisik maupun pikiran atau kelainan pada fungsi hati, jantung, otot skeletal, ginjal dan eritrosit. Ditemukan kalsium oksalat dalam sedimen urin mungkin kelainan pada ginjal yang disebabkan kurang banyak meminum air putih.

KESIMPULAN DAN SARAN

Kesimpulan

Ditemukan pola distribusi penyakit / kelainan pada pekerja radiasi Batan dari tahun 1994 – 2002 yang hampir selalu ada untuk setiap tahunnya. Penyakit/ kelainan yang ditemukan tidak menunjukkan tanda akibat paparan radiasi. Ditemukan peningkatan pada tahun tertentu pada kelainan fisik maupun laboratorium, mungkin disebabkan perubahan pola hidup dan pola makan.

Saran

Diperlukan penyuluhan mengenai perawatan gigi dan mulut untuk para pekerja radiasi, khususnya memberikan penyuluhan untuk meningkatkan pengetahuan tentang gizi, olah raga

yang cukup, serta pola hidup sehat. Pengawasan atau pemeriksaan kesehatan secara rutin bagi pekerja radiasi atas penyakit/ kelainan yang ditemukan yang memerlukan tindak lanjut serta mengikuti dan melaksanakan anjuran dokter baik berupa usaha pencegahan, pengobatan atau pemeriksaan lebih spesifik.

DAFTAR PUSTAKA

1. SURAT KEPUTUSAN KEPALA BADAN TENAGA NUKLIR NASIONAL No.73/KA/IV/1999 Bab IV, bagian ke empat, Pasal 121, tentang tugas Sub Bidang Pelayanan Kesehatan dan Kedaruratan Nuklir.
2. ANONIM, Epidemiologi penyakit pada pekerja radiasi, PSPKR Batan.
3. BATAN, Pedoman Teknis Kesiapsiagaan Medik pada Kedaruratan Radiasi, tahun 2000.
4. ZUBAIDAH A, Bulletin ALARA, volume 5 nomor 2 & 3 April 2004, Puslitbang Keselamatan Radiasi dan Biomedika Nuklir.
5. Boehringer Manheim Indonesia, Pedoman kerja diagnostika, tahun 1995.

PENENTUAN KURVA KALIBRASI EFISIENSI SISTEM PENCACAH α/β TERHADAP SUMBER STANDAR ^{90}Sr DARI Matrik RESIDU AIR KRAN

Tutik Indiyati
PTKMR – BATAN

ABSTRAK

PENENTUAN KURVA KALIBRASI EFISIENSI SISTEM PENCACAH α/β TERHADAP SUMBER STANDAR ^{90}Sr DARI Matrik RESIDU AIR KRAN. Telah dilakukan penentuan kurva kalibrasi efisiensi sistem pencacah α/β terhadap sumber standar ^{90}Sr dari matrik residu air kran. Sumber standar ^{90}Sr dari matrik residu air kran dibuat dalam variasi berat mulai dari 10 mg sampai dengan 1000 mg. Hal tersebut bertujuan untuk mengoreksi kandungan ^{90}Sr dalam sampel yang bervariasi beratnya sehingga diperoleh hasil yang akurat dan benar.

ABSTRACT

DETERMINATION EFFICIENCY CALIBRATION CURVE α/β COUNTING SYSTEM OF ^{90}Sr STANDART SOURCES FROM DEPOSIT TAP WATER MATRIX. The determination efficiency calibration curve α/β counting system of ^{90}Sr standard source from deposit tap water matrix have been carried out. ^{90}Sr standard source from deposit tap water matrix is made variation of weight, start from 10 – 1000 mg. The purpose is to evaluate contain of ^{90}Sr from the samples which have weight variation and get the measurement accurately and perfectly.

PENDAHULUAN

Untuk meningkatkan kualitas hasil pemeriksaan radionuklida dalam sampel lingkungan, perlu dilakukan pengkajian dan penyempurnaan prosedur agar diperoleh hasil yang dapat dipercaya dan benar. Salah satu tugas pokok yang dilakukan di Pusat Teknologi Keselamatan & Metrologi Radiasi, Bidang Keselamatan dan Kesehatan pada khususnya di Sub Bidang Keselamatan Lingkungan yaitu melakukan kegiatan pemantauan tingkat kontaminasi radionuklida [1]. Banyak perusahaan diantaranya perusahaan air minum yang ingin mengetahui kandungan radionuklida dalam air baku maupun air produknya.

Stronsium-90 (^{90}Sr) merupakan radionuklida pemancar beta murni, dan juga radionuklida hasil fisi, yang mempunyai waktu paro 28,7 tahun dengan radiotoksitas tinggi golongan 2. [2]. Radionuklida ^{90}Sr mempunyai sifat mudah larut dalam air. Jika nuklida

tersebut terakumulasi di jaringan tubuh, maka dapat menimbulkan bahaya radiasi interna yang dapat merusak tulang. Radionuklida ini sering digunakan sebagai indikator ada tidaknya cemaran radionuklida hasil fisi di lingkungan [3].

Untuk menentukan konsentrasi ^{90}Sr diperlukan waktu yang lama karena prosedur kerja yang relatif panjang dibandingkan dengan penentuan aktivitas beta total. Oleh karena itu sebelum melakukan analisis, terlebih dahulu perlu ditentukan beta total sebagai uji awal (*screening test*). Hasil yang diperoleh dapat dipakai sebagai bahan pertimbangan untuk melakukan langkah selanjutnya sesuai kebutuhan.

Dalam menentukan aktivitas beta total pada contoh lingkungan sangat dipengaruhi oleh adanya faktor serapan diri pada contoh tersebut, sehingga berat contoh akan mempengaruhi nilai efisiensi pencacahan. Dengan demikian diperlukan kurva kalibrasi efisiensi terhadap berat. Pada kurva tersebut akan diperoleh harga efisiensi pencacahan beta total dari contoh yang mempunyai berat yang berbeda. Biasanya dilakukan dengan menggunakan KCl (Kalium Chlorida) sebagai matrik standar, meskipun untuk mendapatkan cuplikan yang homogen tidak mudah [3].

Untuk contoh yang dikerjakan dalam bentuk cairan (air), guna mengetahui keterbatasan penentuan efisiensi alat cacah dengan KCl, maka perlu dibuat kurva efisiensi lain dari bentuk sampel cair. Dalam hal ini sumber standar dibuat dari residu air kran yang ditambahkan larutan standar ^{90}Sr . Alat ukur yang digunakan adalah sistem pencacah α/β tipe MPC 9400 sebagai pembanding digunakan alat cacah berlatar rendah type HT-1000. Dengan demikian aktivitas beta total dapat ditentukan. Tujuan dari pembuatan kurva tersebut adalah untuk memperoleh hasil pengukuran yang akurat dan benar.

TATA KERJA

Preparasi sampel

Pembuatan matrik dilakukan dengan cara menguapkan 15 liter air kran di dalam gelas piala secara perlahan-lahan dengan menggunakan pemanas (*hot plate*). Setelah air tinggal sedikit (± 25 ml) dipindahkan ke cawan porselin dan pemanasan dilanjutkan hingga kering. Setelah dingin endapan dihaluskan dan ditimbang. Kemudian ditambahkan larutan standar ^{90}Sr yang mempunyai aktivitas 65 Bq/ml, diaduk hingga rata lalu dipanaskan perlahan-lahan

hingga kering diperoleh matriks yang mengandung 18,3918 Bq ⁹⁰Sr/gr matrik. Setelah dingin kemudian dipreparasi pada planset *stainles-steel*. Untuk mengetahui tingkat homogenitas campuran residu dan standar ⁹⁰Sr, dibuat 3 cuplikan dengan berat yang sama lalu dicacah. Setelah hasilnya diperoleh maka dapat dipakai sebagai bahan pertimbangan, apakah cuplikan tersebut sudah homogen atau belum. Jika hasil yang diperoleh belum homogen maka dilakukan pengadukan kembali. Jika sudah homogen dilakukan pembuatan cuplikan selanjutnya. Untuk membuat kurva, diperlukan 10 cuplikan di planset dengan berat yang berbeda. Untuk meratakan cuplikan ditambahkan aquades lalu dikeringkan dengan lampu infra merah. Setelah dingin contoh dicacah dengan menggunakan alat sistem pencacah α/β tipe MPC 9400 buatan Kanada

Perhitungan

Berat residu yang diperoleh dipakai untuk menentukan aktivitas standar ⁹⁰Sr dalam setiap gram residu. Perhitungannya dilakukan dengan cara membagi aktivitas standar yang dicampurkan dengan berat residu. Untuk menentukan efisiensi pencacahan digunakan persamaan sebagai berikut [4] :

$$\eta = \frac{\text{cps}}{\text{dps}} \times 100 \% \dots\dots\dots (1)$$

dimana :

- η = Efisiensi pencacahan (%)
- cps = laju cacah standar per detik
- dps = laju peluruhan standar per detik

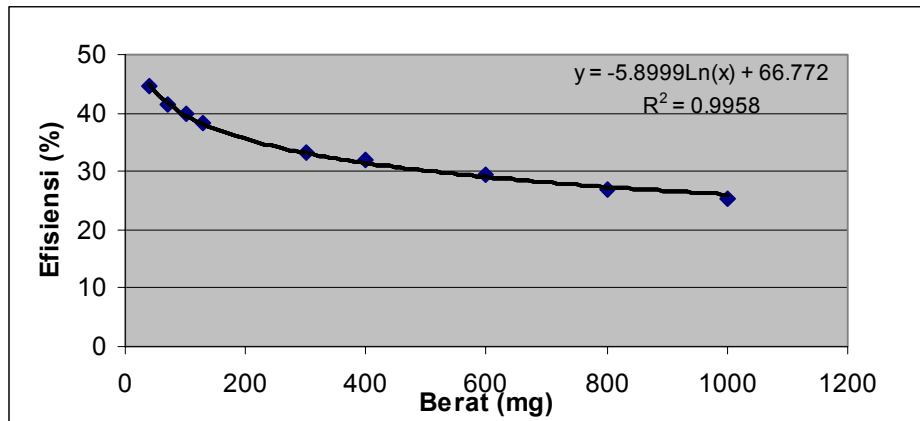
HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil yang diperoleh dalam percobaan ini adalah data-data yang ada pada Tabel 1. Dari 9 cuplikan dengan berat yang berbeda dan alat ukur yang berbeda diperoleh nilai minimum 25,43 dan 22,07 sedangkan nilai maksimumnya 44,69 dan 94,94. Sedangkan nilai reratanya 38,43 dengan standar deviasi 6,62 dan 35,30 dengan standar deviasi 22,30. Karena alat cacahnya berbeda, sedangkan masing masing alat mempunyai karakteristik berbeda menyebabkan hasilnya akan berbeda.

Tabel 1. Data Efisiensi Sisem Pencacah α/β dengan Berbagai macam Detektor

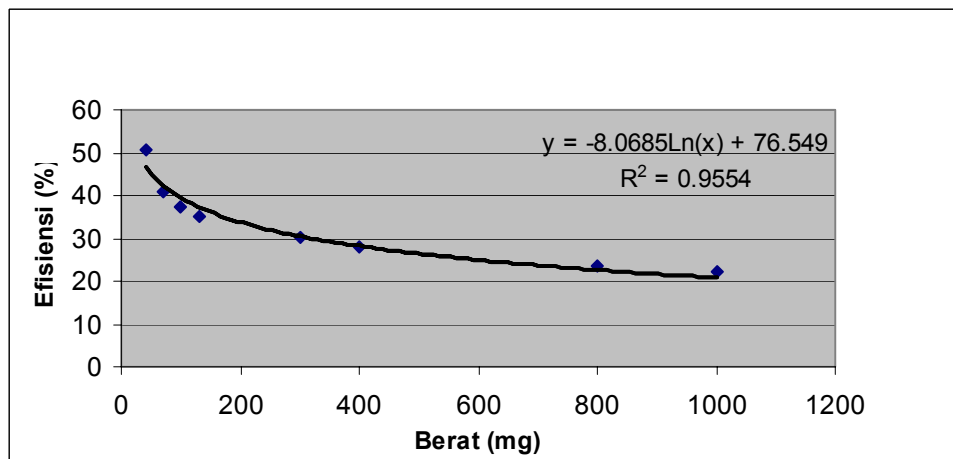
No.		BERAT (mg)	MPC 9400 EFF1	HT 1000 dg det 1. EFF2	HT 1000 dg det 2. EFF3	HT 1000 dg det 3. EFF4
1		10.00	38.96	94.71	91.10	87.60
2		40.00	44.69	50.82	50.54	51.23
3		70.00	41.38	40.93	40.41	42.16
4		100.00	39.73	37.25	38.17	37.80
5		130.00	38.43	35.30	35.17	36.74
6		300.00	33.23	30.18	31.01	30.81
7		400.00	32.04	27.97	27.99	29.48
8		800.00	26.86	23.36	23.50	23.67
9		1000.00	25.43	22.07	21.73	22.30
Total	Rata-rata	316.6667	35.6389	40.2878	39.9578	40.1989
	Median	130.0000	38.4300	35.3000	35.1700	36.7400
	Jumlah	2850.00	320.75	362.59	359.62	361.79
	Minimum	10.00	25.43	22.07	21.73	22.30
	Maksimum	1000.00	44.69	94.71	91.10	87.60
	Range	990.00	19.26	72.64	69.37	65.30
	Std. Deviasi	357.24641	6.61896	22.30346	21.15489	19.95851
	Varian	127625.000	43.811	497.445	447.529	398.342

Hasil yang diperoleh pada percobaan ini adalah kurva kalibrasi efisiensi sebagai fungsi berat residu, seperti ditunjukkan pada Gambar 1. Semakin berat cuplikan semakin rendah efisiensi pencacahan, karena partikel beta yang dipancarkan oleh sumber standar Sr-90 akan diserap oleh residu (*matrix*) itu sendiri. Hasil kalibrasi efisiensi pemancar beta pada alat sistem pencacah α/β tipe MPC 9400 sebagai fungsi berat (residu air kran) seperti yang disajikan pada Gambar 1 menunjukkan penurunan harga efisiensi dengan semakin bertambahnya berat cuplikan. Kurva ini mempunyai *regresion logarithmic* dengan persamaan $y = -5,8999 \ln(x) + 66,772$ dengan koefisien korelasi sebesar $R^2 = 0,9958$, cukup baik karena titik titik efisiensi pada berat mendekati garis kurva.



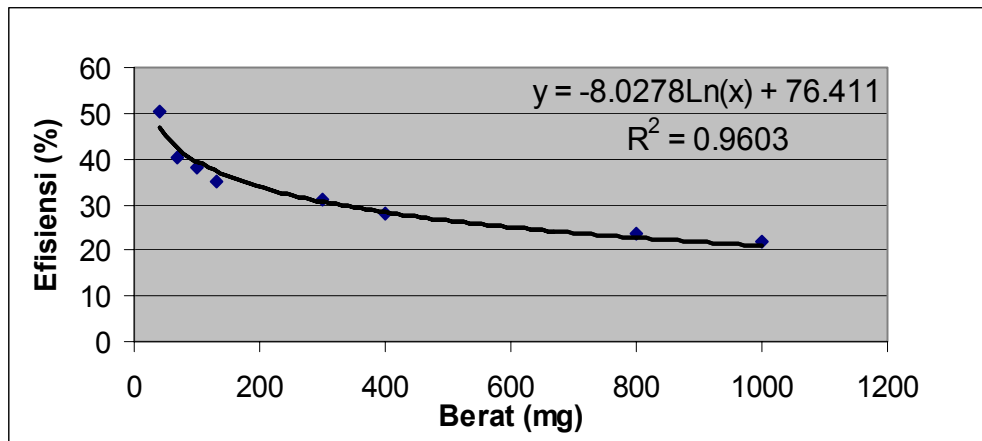
Gambar 1. Kurva kalibrasi efisiensi sistem pencacah α/β tipe MPC 9400 Menggunakan sumber standar beta sebagai fungsi berat dari residu air kran.

Selain itu diperoleh juga hasil pengukuran yang ditunjukkan pada Gambar 2. standar diukur menggunakan alat cacah berlatar belakang rendah (LBC) type HT 1000 buatan Kanada pada detektor 1. Pada kurva ini mempunyai *regresion logarithmic* dengan persamaan $y = -8,06851\text{Ln}(x) + 76,549$ dengan koefisien korelasi sebesar $R^2 = 0,9554$.



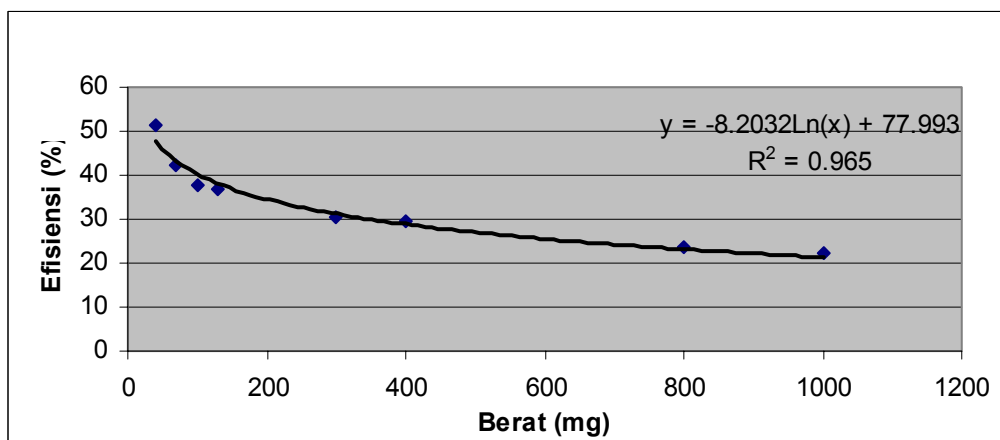
Gambar 2. Kurva kalibrasi efisiensi sistem pencacah berlatar rendah tipe HT-1000 dengan detektor 1 menggunakan sumber standar beta sebagai fungsi berat dari residu air kran

Pada Gambar 3. standar diukur menggunakan alat cacah berlatar rendah (LBC) tipe HT 1000 buatan Kanada dengan detektor 2. mempunyai *regresion logarithmic* dengan persamaan $y = -8,0278\text{Ln}(x) + 76,411$ dengan koefisien korelasi sebesar $R^2 = 0,9603$.



Gambar 3. Kurva kalibrasi efisiensi sistem pencacah berlarat rendah tipe HT-1000 dengan detektor 2 menggunakan sumber standar beta sebagai fungsi berat dari residu air kran

Demikian juga pada Gambar 4. standar diukur menggunakan alat cacah berlarat rendah (LBC) type HT 1000 buatan Kanada. Dengan detektor 3, mempunyai *regresion logarithmic* dengan persamaan $y = -8,2032\text{Ln}(x) + 77,993$ dengan koefisien korelasi sebesar $R^2 = 0,965$.



Gambar 4. Kurva kalibrasi efisiensi sistem pencacah berlarat rendah tipe HT-1000 dengan detektor 3 menggunakan sumber standar beta sebagai fungsi berat dari residu air kran

Dari ke empat gambar kurva di atas semua menunjukkan penurunan dengan adanya penambahan berat. Dengan demikian sebaiknya contoh air yang akan diukur beta totalnya mempunyai berat cuplikan setelah diproses mulai dari 40 mg hingga 200 mg, agar

memperoleh harga efisiensi yang relatif benar. Perlu juga dilakukan pengujian untuk matrik yang lain misalnya tanah, abu dan lain sebagainya.

KESIMPULAN

Kurva kalibrasi efisiensi pencacahan pada percobaan ini diperoleh beberapa titik yang semuanya masuk kedalam garis kurva. Dari 4 kurva efisiensi yang diperoleh tersebut dapat disimpulkan bahwa efisiensi detektor menurun dengan bertambahnya berat sumber standar karena adanya serapan diri. Kurva tersebut dapat digunakan untuk menghitung aktivitas beta total dalam sampel air, sehingga dapat membantu dalam peningkatan mutu pada pelayanan.

UCAPAN TERIMA KASIH

Penulis mengucapkan banyak terima kasih kepada bapak Syarbaini sebagai Kasub Keselamatan Lingkungan beserta staf yang mengizinkan saya untuk membuat percobaan ini, dan juga kepada Bapak Buchori yang telah banyak membantu dalam pengukuran, demikian juga kepada Bpk. Aang Suprman, mudah-mudahan Allah membalas semua kebaikan Bapak semua, amin.

DAFTAR PUSTAKA

1. BATAN, Keputusan Kepala BATAN No.077/KA/II/2003, tentang Rincian Tugas Unit Kerja di Lingkungan Badan Tenaga Nuklir Nasional, BATAN, Yakarta (2003), pasal 122.
2. BATAN, Keputusan Direktur Jendral Batan No. 466/DJ/X/1994, tentang Pedoman Teknis Upaya Pengelolaan Lingkungan dan Upaya Pemantauan Lingkungan untuk Rencana Usaha atau Kegiatan di Bidang Nuklir.
3. SUTARMAN, Penentuan Konsentrasi Aktivitas Beta Total, Sr-90, dan Cs-137 di dalam air hujan di Indonesia, Pusat Standardisasi dan Penelitian Keselamatan Radiasi, BATAN, Jakarta, 1992.
4. EMLINARTI dan INDIYATI, T., Konsentrasi 137Cs dan 90Sr pada beberapa jenis sayuran di Daerah Lahat Propinsi Sumatera Selatan, Seminar Teknologi Keselamatan Radiasi dan Biomédica Nuklir I, Jakarta, 2001, ISSN:1411-9145.

UJI BANDING DOSIMETER PERORANGAN FILM UNTUK DETEKSI RADIASI GAMMA DARI SUMBER RADIASI ^{137}Cs

Nina Herlina, C. Tuti Budiantari, Otto P. Ruslanto, dan Tuyono
PTKMR - BATAN

ABSTRAK

UJI BANDING DOSIMETER PERORANGAN FILM UNTUK DETEKSI RADIASI GAMMA DARI SUMBER RADIASI ^{137}Cs . Telah dilakukan uji banding dosimeter film untuk deteksi radiasi gamma dari sumber radiasi ^{137}Cs . Laboratorium Keselamatan, Kesehatan, dan Lingkungan (KKL) PTKMR - BATAN adalah institusi yang memberikan pelayanan untuk mengevaluasi dosis pekerja radiasi menggunakan dosimeter film. Berdasarkan SK Ka. BAPETEN No. 18/Ka. BAPETEN/II-00, Laboratorium pengevaluasi wajib mengikuti uji banding. Hasil yang diperoleh selama tahun 2002 sampai tahun 2004 yang berupa deviasi antara dosis yang diberikan oleh fasilitas kalibrasi dengan dosis yang dievaluasi oleh laboratorium adalah $\leq 19\%$. Hasil yang diperoleh masih berada dalam batas rentang atas dan bawah dari kurva terompet yaitu -33% dan $+50\%$. Dapat disimpulkan bahwa metode evaluasi yang digunakan oleh Laboratorium KKL PTKMR sudah sesuai dengan standard yang diacu..

ABSTRACT

INTERCOMPARISON OF PERSONAL FILM DOSIMETER FOR DETECTION GAMMA RADIATION FROM RADIATION SOURCE OF ^{137}CS . Intercomparison of personal film dosimeter for detection gamma radiation from gamma radiation source of ^{137}Cs has been done. Laboratory of Safety Health and Environment PTKMR - BATAN is the institution which give services for evaluation of radiation worker dose using film dosemeter. According to BAPETEN decree No. 18/Ka. BAPETEN/II-00, The Laboratory should follow intercomparison. Intercomparison results during the year of 2002 to the year of 2004 in term of deviation between dose given by calibration falicity and dose evaluated by laboratory was $\leq 19\%$. The results obtained was still around upper and lower limits from trumpet curve that was -33% and $+50\%$. It could be concluded that evaluation method used by the Laboratory of Safety Health and Environment PTKMR-BATAN was in accordance to standard used.

PENDAHULUAN

Penggunaan teknologi nuklir bidang medik, aplikasi teknik nuklir di bidang industri, pertanian dan sebagainya dapat menimbulkan paparan radiasi. Untuk mengontrol paparan radiasi diperlukan alat ukur radiasi yang digunakan untuk mengetahui besarnya paparan di daerah kerja maupun dosis yang diterima oleh pekerja radiasi akibat menggunakan sumber radiasi tersebut. Ada beberapa jenis alat ukur radiasi perorangan yang dapat digunakan untuk memantau dosis radiasi yang diterima oleh pekerja radiasi, salah satunya adalah dosimeter

film perorangan. Pemilihan dosimeter dalam prakteknya harus mempertimbangkan sejumlah parameter yang akan mempengaruhi unjuk kerja alat seperti respon terhadap radiasi, distribusi spektrum dan pengaruh lingkungan.

Dosimeter film digunakan sebagai dosimeter perorangan karena mempunyai beberapa kelebihan antara lain, proses kerjanya sederhana, film dapat disimpan untuk jangka waktu yang lama, data dapat dibaca kembali bila ditemukan keraguan di kemudian hari, dan biaya evaluasi relatif murah. Sedangkan kekurangannya adalah dosimeter film hanya dapat digunakan satu kali saja dan evaluasi dosis memerlukan waktu yang relatif lama dan peka terhadap kondisi lingkungan. Laboratorium KKL yang melayani permintaan evaluasi dosis menggunakan dosimeter film Kodak Type 2 sebagai dosimeter pemantau dosis pekerja radiasi. Dosimeter ini terbuat dari bahan dasar selulosa asetat, yang kedua permukaannya dilapisi dengan bahan yang sensitif terhadap radiasi disebut emulsi. Bahan ini terdiri dari gelatin sebagai perekat dan bahan peka cahaya yaitu perak bromida (AgBr) yang tercampur secara homogen dan mempunyai ketebalan 12 micron [1]. Radiasi pengion dapat menimbulkan proses foto kimia pada bahan emulsi sehingga dapat dihasilkan bayangan laten pada film yang berupa pengumpulan atom-atom Ag. Dosimeter film mempunyai dua lapis emulsi yang berbeda yaitu emulsi cepat fungsinya dapat memperlebar jangkauan dosis terukur antara 100 μ Sv sampai 10 mSv, dan emulsi lambat untuk jangkauan 10 mSv sampai 30 mSv.

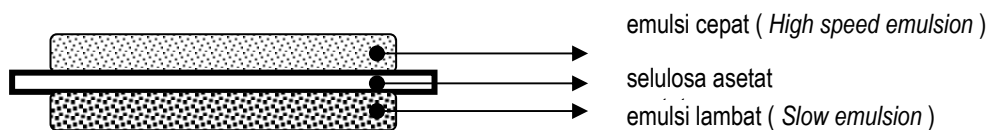
Berdasarkan Peraturan Pemerintah No. 63 Tahun 2000 [2] tentang Keselamatan dan Kesehatan Terhadap Pemanfaatan Radiasi Pengion, pasal 10 disebutkan bahwa dosimeter pemantau dosis perorangan harus diolah dan dibaca oleh instansi atau badan yang telah terakreditasi dan ditunjuk oleh Badan Pengawas. Surat Keputusan Kepala BAPETEN No. 18/Ka. BAPETEN/II-00 pasal 12 [3] menetapkan bahwa laboratorium harus memenuhi persyaratan khusus dan bersedia mengikuti program uji profesiensi dan atau uji banding antar laboratorium. Berdasarkan kedua peraturan tersebut Laboratorium KKL PTKMR, sejak tahun 2002 telah mengikuti program uji banding yang pada kesempatan ini diselenggarakan oleh Pusat Pengkajian Keselamatan Radiasi - BAPETEN bekerja sama dengan Fasilitas Kalibrasi Tingkat Nasional PTKMR- BATAN. Hasil uji banding yang diperoleh oleh setiap peserta dapat digunakan sebagai kelengkapan untuk memperoleh akreditasi dan meningkatkan unjuk kerja masing-masing laboratorium penguji.

Dalam uji banding ini digunakan dosimeter film emulsi Kodak tipe 2 yang umum digunakan oleh pekerja radiasi. Dosimeter ini telah disinari dengan dosis tertentu oleh FKTN – BATAN. Dosimeter yang telah disinari dikirim ke laboratorium KKL untuk dievaluasi sesuai dengan metoda yang biasa digunakan dan hasil evaluasi oleh laboratorium KKL dibandingkan dengan dosis sebenarnya yang telah diberikan. Apabila hasil yang dinyatakan oleh laboratorium KKL masih berada dalam batas atas dan bawah yang dapat diterima yaitu - 33 % atau + 50 % pada kurva terompet maka metoda yang digunakan untuk mengevaluasi dosis tersebut telah sesuai [4]. Menurut *RS-G- 1.3 [4]*, bahwa kriteria ketepatan evaluasi dosis secara keseluruhan untuk dosimeter perorangan dapat dipenuhi dengan menerapkan kriteria dari sejumlah parameter yang mempengaruhi unjuk kerja dosimeter misalnya respon terhadap jenis radiasi, spektrum dan distribusi arah radiasi serta pengaruh lingkungan.

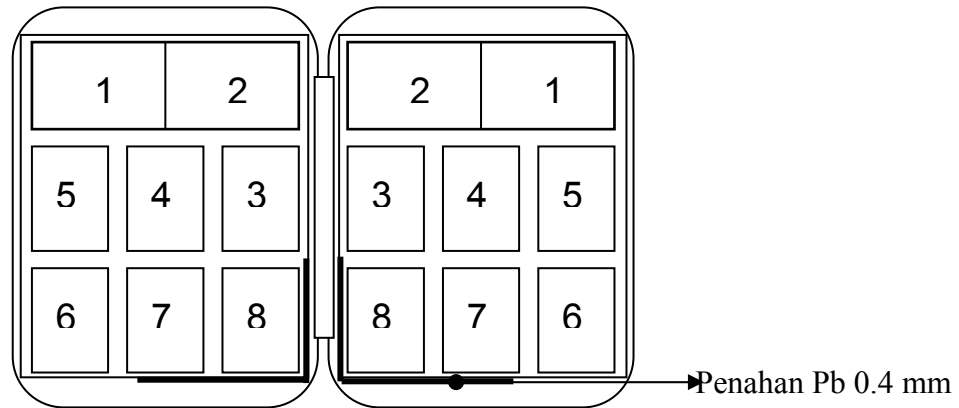
Dalam makalah ini akan diuraikan metoda penyinaran dosimeter film untuk kurva kalibrasi, pembuatan kurva kalibrasi, pencucian dan pengeringan dosimeter film yang telah disinari, evaluasi dosis dosimeter film yang telah disinari serta hasil uji banding sejak tahun 2002 sampai dengan tahun 2004.

TATA KERJA

Dalam uji banding ini digunakan dosimeter film emulsi Kodak tipe 2 penampang lintangnya diperlihatkan pada Gambar 1. Dosimeter film diletakkan dalam holder khusus buatan Chiyoda Jepang [5] yang sudah dilengkapi dengan beberapa jenis filter Gambar 2.



Gambar 1. Penampang lintang dosimeter film Kodak tipe 2



Gambar 2. Holder film buatan Chiyoda dengan komposisi dan jenis filternya

Keterangan Gambar 2 :

- (1) Open Window Tanpa filter
- (2) Plastik 0, 5 mm
- (3) Plastik 1, 5 mm
- (4) Plastik 3 mm
- (5) Aluminium (Al) 0, 6 mm
- (6) Tembaga (Cu) 0, 3 mm
- (7) Sn 0.8 mm + Pb 0.4 mm
- (8) Cd 0.8 mm + Pb 0.4 mm

Tahapan yang dilakukan sebelum mengevaluasi dosimeter film adalah penyinaran dosimeter film untuk pembuatan kurva kalibrasi, pencucian dan pengeringan dosimeter film, pembuatan kurva kalibrasi , evaluasi dosis dosimeter film yang telah disinari dan evaluasi hasil uji banding.

Penyinaran dosimeter film untuk pembuatan kurva kalibrasi

Sebelum dosimeter film disinari dengan sumber radiasi gamma Cs-137, dosis ekuivalen pada kedalaman 10 mm, $H_p(10)$, untuk jarak 2 m dari sumber radiasi dihitung menggunakan persamaan sebagai berikut [6]:

$$H_p(10)_{2m} = F_{konv} \times K_{u,2m} \dots\dots\dots (1)$$

dimana;

$H_p(10)_{2m}$ = dosis ekivalen pada kedalaman 10 mm dari permukaan kulit (mSv) untuk jarak 2 m dari sumber radiasi

$K_{u,2m}$ = kerma udara (mGy./jam) untuk jarak 2 m dari sumber radiasi yang diukur oleh FKTN

F_{konv} = Faktor konversi (mSv/mGy) = 1,21 (untuk sumber Cs-137)

Waktu penyinaran untuk variasi dosis ekivalen pada kedalaman 10 mm $H_p(10)$ adalah 0,1; 0,2; 0,3; 0,5; 0,75; 1; 3; 5; 7,5; 10; 15; 20 mSv dihitung menggunakan persamaan :

$$t = H_p(10) \text{ yang diminta } / H_p(10)_{2m} \dots\dots\dots(2)$$

dimana;

t = waktu penyinaran (jam/menit/detik)

Fantom padat Poly Metyl Meta Acrilate berukuran 30 cm x 30 cm x 15 cm diletakkan di meja kalibrasi pada jarak sumber ke permukaan fantom 200,5 cm agar diperoleh jarak sumber ke dosimeter film 200 cm. Menggunakan laser ditentukan titik tengah permukaan fantom. Kemudian empat buah holder buatan Chiyoda berisi dosimeter film yang telah diberi kode diletakkan di tengah permukaan fantom. Setelah itu dosimeter film tersebut disinari dengan sumber gamma Cs-137 untuk dosis ekivalen perorangan 0,1 mSv. Selanjutnya dengan cara yang sama dosimeter film yang lain disinari untuk variasi dosis ekivalen perorangan 0,2; 0,3 ; 0,5 ; 0,75; 1; 3; 5; 7,5; 10; 15; dan 20 mSv. Selain dosimeter film yang akan disinari disediakan juga dosimeter film yang tidak disinari yang digunakan sebagai kontrol jika terjadi perubahan lingkungan. Penyinaran dosimeter film dapat dilihat pada Gambar 3.

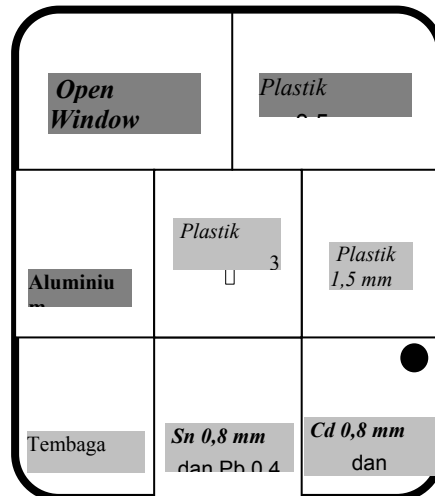


Gambar 3. Penyinaran dosimeter film dengan sumber ¹³⁷Cs

Pencucian dan pengeringan dosimeter film

Dosimeter film kontrol dan dosimeter film yang telah disinari untuk pembuatan kurva kalibrasi dan yang akan dievaluasi dibuka dari bungkusnya dalam ruang gelap dengan suhu ruang, suhu larutan pengembang, larutan pemantap dan larutan penghenti pada $20^{\circ}\text{C} \pm 2^{\circ}\text{C}$ dan kelembaban $70\% \pm 2\%$. Film - film dimasukkan ke dalam rak yang telah tersedia. Rak yang berisi film-film yang telah disinari digantung dengan tali dan dimasukkan kedalam larutan pengembang buatan Kodak *rapid x-ray developer* dan *replenisher* selama 5 menit sambil dikocok-kocok. Kemudian film – film tersebut dimasukkan ke dalam larutan penghenti selama 1 menit, setelah itu dimasukkan kedalam larutan pemantap buatan Kodak x-ray fixer selama 10 menit dalam keadaan lampu dinyalakan, kemudian semua film dibilas dengan air mengalir selama 30 menit dan dikeringkan selama satu malam.

Efek yang tampak pada film setelah melalui proses pencucian dan pengeringan dapat dilihat pada Gambar 4.



Gambar 4. Bayangan filter pada dosimeter film emulsi setelah melalui proses pencucian dan pengeringan

Pembuatan kurva kalibrasi

Dosimeter film yang telah dicuci baik untuk kontrol maupun yang telah disinari dibaca dengan densitometer model 301 buatan *X-rite Corporation* untuk memperoleh

kerapatan optik film yang berada di bawah filter Cd 0,8 mm + Pb 0,4 mm. Kerapatan optik bersih untuk masing-masing film diperoleh dengan mengurangkan kerapatan optik film yang telah disinari dengan kerapatan optik kontrol. Dengan menggunakan kertas grafik semilog dibuat kurva yang menghubungkan dosis radiasi yang diterima dosimeter film sebagai sumbu X dengan kerapatan optiknya sebagai sumbu Y

Evaluasi dosimeter film yang telah disinari

Dosimeter film untuk uji banding yang telah diproses dibaca kerapatan optiknya di bawah filter plastik 1,5 mm, filter Al dan filter CdPb dengan densitometer. Kerapatan optik bersih film diperoleh dengan mengurangkan kerapatan optik film yang telah disinari dengan kerapatan optik kontrol, hasilnya diplotkan ke dalam kurva kalibrasi sehingga diperoleh dosis semu untuk semua filter. Untuk memperoleh besarnya dosis tara perorangan, Hp(10) yang diterima digunakan persamaan :

$$Hp(10) = 1/6 [(H^*_{plastik\ 1,5\ mm}) - (H^*_{Al\ 0,6mm})] + 1/60 (H^*_{Al\ 0,6mm}) + (H^*_{Cd\ 0,8mm+Pb\ 0,4\ mm}) \dots(3)$$

dimana;

Hp(10) = dosis tara Hp(10) yang diterima dosimeter

H*_{plastik 1,5 mm} = dosis semu filter plastik 1,5 mm

H*_{Al 0,6mm} = dosis semu filter Al 0,6 mm

H*_{Cd 0,8mm+Pb 0,4 mm} = dosis semu filter Cd 0,8 mm+ Pb 0,4 mm

Evaluasi hasil uji banding

Besarnya deviasi hasil perhitungan dosis berdasarkan evaluasi dosimeter film uji banding dengan dosis sebenarnya yang diberikan oleh Fasilitas Kalibrasi Tingkat Nasional dapat dihitung dengan menggunakan persamaan sebagai berikut :

$$Deviasi (\%) = \frac{Du - Ds}{Ds} \times 100\%$$

dimana;

Ds

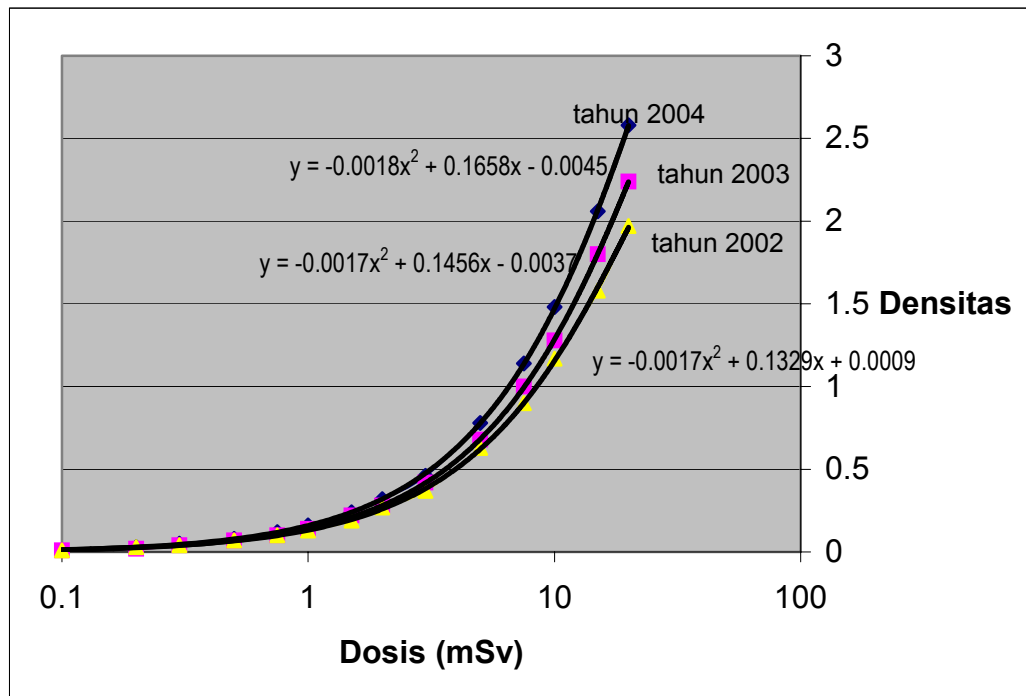
Du = Dosis ekivalen terukur yang dilaporkan peserta

Ds = Dosis sebenarnya yang diberikan oleh Fasilitas Kalibrasi Tingkat Nasional

Menggunakan batas atas dan bawah yang dapat diterima yaitu -33 % atau + 50 % pada kurva terompet dapat dinyatakan bahwa evaluasi dosimeter film telah dilakukan dengan metoda yang benar

HASIL DAN PEMBAHASAN

Kurva kalibrasi dan hasil evaluasi dosimeter film uji banding dari tahun 2002 sampai tahun 2004 disajikan pada Gambar 5 dan Tabel 1. Hasil uji banding dosimeter film dari tahun 2002 sampai tahun 2004 dapat dilihat pada Tabel 2, 3 dan 4.



Gambar 5. Kurva kalibrasi tahun 2002 sampai tahun 2004

Tabel 1. Hasil evaluasi dosis film dosimeter uji banding tahun 2002 sampai tahun 2004 yang disinari dengan sumber gamma Cs -137

Dosis terukur tahun 2002 (mSv)	Dosis terukur tahun 2003 (mSv)	Dosis terukur tahun 2004 (mSv)
1,18	0,10	0,09
2,03	0,61	0,62 ..
3,06	1,53	1,39
1,40	7,74	6,26
0,10	15,64	13,66
0,43		
6,89		
9,40		
13,49		
16,79		

Tabel 2. Hasil uji banding dosimeter film perorangan tahun 2002 yang di sinari dengan sumber gamma Cs -137

No.	Dosis sebenarnya (Ds) (mSv)	Dosis terukur (Du) (mSv)	Deviasi (%)	Du/ Ds
1.	1,25	1,18	5,6	0,944
2.	2,0	2,03	1,5	1,015
3.	3,0	3,06	2	1,020
4.	1,50	1,40	6,7	0,933
5.	0,10	0,10	0	1,000
6.	0,50	0,43	14	0,860
7.	7,00	6,89	1,5	0,984
8.	9,50	9,40	1,05	0,989
9.	14,0	13,49	3,6	0,964
10.	18,0	16,79	6,7	0,933

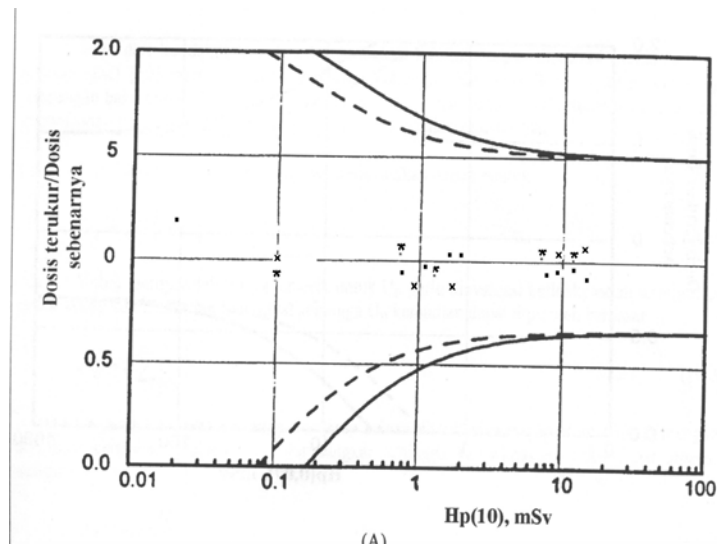
Tabel 3. Hasil uji banding dosimeter film perorangan tahun 2003 yang di sinari dengan sumber gamma Cs -137

No.	Dosis sebenarnya (Ds)	Dosis terukur (Du)	Deviasi (%)	Du/ Ds
1.	0,10	0,10	0	1
2.	0,75	0,61	-18,6	0,813
3.	1,80	1,53	-15	0,850
4.	7,00	7,74	+10,6	1,105
5.	14,0	15,64	+11,7	1,117

Tabel 4. Hasil uji banding dosimeter film perorangan tahun 2004 yang di sinari dengan sumber gamma Cs -137

No.	Dosis sebenarnya (Ds)	Dosis terukur (Du)	Deviasi (%)	Du/Ds
1.	0,10	0,09	-10	0,90
2.	0,60	0,62	+3	1,03
3.	1,40	1,39	-0,7	0,99
4.	6,0	6,26	+4	1,04
5.	13,0	13,66	+5	1,05

Dari hasil uji banding selama tahun 2002 sampai dengan tahun 2004 deviasi yang diperoleh untuk perhitungan dosis ekivalen yang disinari dengan sumber ¹³⁷Cs di bawah 19 %. Salah satu penyebabnya kemungkinan karena saat evaluasi sensitivitas dosimeter yang terkena paparan radiasi tidak homogen, sehingga kurang tepat dalam penentuan densitas yang berakibat perhitungan dosisnya mempunyai deviasi yang cukup besar. Secara keseluruhan hasil perhitungan dosis masih berada dalam batas atas dan bawah yang dapat diterima yaitu - 33 % atau + 50 % pada kurva terompet, dapat dilihat pada Gambar 6.



Gambar 6. Hasil dosis terukur/dosis sebenarnya tahun 2002-2004 pada kurva terompet

Keterangan Gambar :

- : hasil dosis terukur/dosis sebenarnya tahun 2002
- x : hasil dosis terukur/dosis sebenarnya tahun 2003
- * : hasil dosis terukur/dosis sebenarnya tahun 2004

KESIMPULAN

Hasil uji banding tahun 2002 sampai tahun 2004 diperoleh deviasi antara dosis yang diberikan oleh FKTN dan dosis yang dievaluasi oleh laboratorium baik untuk sumber ^{137}Cs adalah $\leq 19\%$. Hasil ini masih berada dalam batas atas dan bawah yang dapat diterima yaitu -33% atau $+50\%$ pada kurva terompot. Metoda yang digunakan untuk mengevaluasi dosis tersebut telah sesuai dengan standar yang ditentukan. Dari hasil uji banding yang diperoleh ini dapat digunakan sebagai kelengkapan dalam hal memperoleh akreditasi dan meningkatkan unjuk kerja masing-masing laboratorium penguji.

DAFTAR PUSTAKA

1. *KODAK*. Kodak Rapid X-Ray Developer and Replenisher. New York, USA, 1983.
2. BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR. Peraturan Pemerintah No. 63 th 2000 tentang Keselamatan dan Kesehatan terhadap Pemanfaatan Radiasi Pengion.
3. BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR. Surat Keputusan Ka. BAPETEN No. 18/Ka. BAPETEN/II-00 tentang Sertifikasi dan Akreditasi Lembaga Sertifikasi, Lembaga Kursus dan atau Laboratorium dalam Pemanfaatan Tenaga Nuklir.
4. *INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY*, Assesment of Occupational Exposure Due to External Sources of Radiation, Safety Guide RS.G 1-3 (1999), Vienna (1999)
5. *CHIYODA SAFETY APPLIANCES CO., LTD.* *A New Film Badge Case for X- and Gamma Rays (summary)*. Translated by K. Fujitaka, 1988.
6. *INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY*. *Calibration of Radiation Protection Monitoring Instrument, Safety Series No. 16*. IAEA, Vienna (2000)

UCAPAN TERIMA KASIH

Pada kesempatan ini Penulis mengucapkan terima kasih kepada Ka. Subbid. PRKK beserta staf, Ka. Subbid. Kalibrasi beserta staf yang telah membantu kelancaran penulisan karya tulis ini.

PENENTUAN ^{90}Sr DALAM MINYAK KELAPA SAWIT

Yurfida
PTKMR – BATAN

ABSTRAK

PENENTUAN ^{90}Sr DALAM MINYAK KELAPA SAWIT. Penelitian ini untuk mengetahui kandungan ^{90}Sr dalam minyak kelapa sawit yaitu *RBD PKO (Refined Bleached Deodorized Palm Kernel Oil)* dan *Cernel Palm Oil (CPO)*. *RBD PKO dan CPO* adalah bagian dari proses inti kelapa sawit yang diolah menjadi minyak dengan menggunakan proses ekstraksi, yang kemudian (*RBD PKO dan CPO*) dibakar menjadi abu. Pemisahan ^{90}Sr dalam contoh ini di proses secara kimia dengan metode pengendapan dengan HNO_3 berasap. Pengukuran dilakukan dengan alat pencacah α/β berlatar belakang sangat rendah (LBC). Hasil analisis menunjukkan konsentrasi ^{90}Sr dalam *RBD PKO* tidak terdeteksi ($< 0,17$) Bq/l dan ($0,55 \pm 0,20$) Bq/l sedangkan dalam *CPO* tidak terdeteksi ($< 0,17$) Bq/l.

Kata kunci: minyak kelapa sawit, HNO_3 berasap, ^{90}Sr , alat cacah berlatar α/β (LBC).

ABSTRACT

DETERMINATION OF ^{90}Sr IN PALM OIL The aim of this reseach is to know ^{90}Sr concentration in palm oil, i.e. *RBD PKO (Refined Bleached Deodorized Palm Kernel Oil)* and *CPO (Cernel Palm Oil.)*, The (*RBD PKO & CPO*) are the part of the palm kernel processing, That are processed become the oil palm by extract processing method. separation of ^{90}Sr in the samples were carried out after drying and ashing with the fuming HNO_3 precipitation method. The samples were measured using Low Background Counting α/β system (LBC). The results showed that the ^{90}Sr in (*RBD PKO*) was undetectable (< 0.17) Bq/l and (0.55 ± 0.20) Bq/l, and the ^{90}Sr concentration in (*CPO*) undetectable(< 0.17) Bq/l,

Key words : palm kernel oil, ^{90}Sr , HNO_3 fuming, Low background counting (LBC).

PENDAHULUAN

Setiap perusahaan yang akan mengekspor bahan makanan dari Indonesia ke negara lain harus memeriksakan kandungan radionuklida dalam contoh produknya dengan menyertakan surat keterangan yang berupa sertifikat bebas zat radioaktif, tanaman kelapa sawit merupakan salah satu penghasil minyak nabati yang patut diperhitungkan dan merupakan hasil devisa keempat terbesar bagi Indonesia dalam deretan ekspor non migas setelah kopi, kayu, dan karet [1].

RBD PKO (Refined Bleached Deodorized Palm Kernel Oil) dan *Cernel Palm Oil (CPO)* adalah bagian dari proses inti kelapa sawit yang diolah menjadi minyak dengan menggunakan proses ekstraksi. Untuk mendapatkan inti dengan cara memisahkan hasil pengempaan antara ampas dan biji. Beberapa bagian dari proses pengolahan inti kelapa sawit banyak digunakan oleh industri untuk membuat margarin, dalam pembuatan kawat dan kabel sebagai pelumas, dalam industri kulit sebagai pelentur kulit, dan untuk bahan kosmetik dan farmasi .

Berdasarkan Surat Keputusan Direktur Jendral Batan no. 00 08/01/dj/1988, PTKMR (pusat teknologi keselamatan dan metrologi radiasi – Batan) ditetapkan sebagai unit kerja yang berwenang melakukan pemeriksaan terhadap cemaran bahan radioaktif pada bahan makanan/minuman. umumnya jenis radionuklida yang diminta untuk dianalisis adalah ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{131}I , ^{90}Sr , ^{226}Ra , ^3H dan gros alfa / gros beta, atau bergantung permintaan dari negara pembeli [2].

^{90}Sr merupakan radionuklida hasil fisi (fallout) dan sebagai indikator dalam pemantauan radiasi lingkungan yang mudah larut dalam air dan mudah diserap oleh saluran pencernaan, juga akan terserap oleh tanaman, hingga sampai ke manusia melalui makanan atau minuman. ^{90}Sr adalah pemancar beta murni yang dalam peluruhannya menghasilkan ^{90}Y , mempunyai waktu paro (28 tahun) dan bersifat toksik. Jika masuk ke dalam tubuh manusia melalui rantai makanan, ^{90}Sr akan terakumulasi dalam tulang karena sifatnya sama dengan kalsium [3].

Pada makalah ini akan dibahas tentang analisis ^{90}Sr dalam minyak kelapa sawit yang masih berbentuk *Crude* yaitu minyak mentah dalam bentuk (*RBD PKO dan CPO*)

TATA KERJA

1. Persiapan Sampel

Minyak adalah suatu bahan organik yang mudah terbakar, karena banyak mempunyai rantai atom carbon. Untuk mendapatkan abu minyak diperlukan pembakaran yang bertahap. Sebanyak 250 ml minyak di dalam cawan porselen dipanaskan pada tungku pemanas (*furnace*) dengan pembakaran bertahap mulai dari 70°C selama lebih kurang satu jam, 150°C , 200°C masing- masing selama dua jam, kemudian suhu dinaikkan menjadi 300°C , saat itu minyak mulai mengeluarkan asap hitam dan bau yang menyengat (mulai terjadinya

pembakaran menjadi carbon), kemudian dilanjutkan dengan suhu 450°C hingga 500°C sampai abu berwarna putih. Abu tersebut siap untuk diproses secara kimia, dengan cara mengendapkan ^{90}Sr menggunakan HNO_3 berasap.

2. Analisis ^{90}Sr

Abu yang telah diperoleh dibasahi dengan air suling, kemudian dibasakan dengan NaOH dan diendapkan dengan Na_2CO_3 20%. Endapan yang diperoleh merupakan unsur-unsur golongan II (Ca, Sr, Ba, dll.). Endapan dilarutkan dengan sedikit HNO_3 pekat dan kemudian ditambah HNO_3 berasap untuk memisahkan Ca sehingga diperoleh ^{90}Sr dan Ba dalam endapan. Barium dipisahkan dari ^{90}Sr dengan cara pengendapan dengan Na_2CrO_4 pada pH 5. Larutan yang mengandung ^{90}Sr dibasakan dan ditambahkan larutan Na_2CO_3 20 % untuk pengendapan ^{90}Sr . Endapan yang didapat dilarutkan dengan HNO_3 , kemudian ditambahkan H_2O_2 30% dan pengemban Fe (5mg/ml) lalu dipanaskan, endapan $\text{Fe}(\text{OH})_2$ yang terbentuk dibuang. Pada larutan ^{90}Sr ditambahkan pengemban ytrium dan didiamkan selama ± 2 minggu untuk mencapai kesetimbangan antara ^{90}Sr dan ^{90}Y . Pada saat kesetimbangan tercapai, perbandingan antara aktivitas induk (^{90}Sr) dan anak luruhnya (^{90}Y) yang mempunyai waktu paro 64,1 jam mendekati 1, jadi aktivitas induk dan anak luruhnya dapat dikatakan sama. Selanjutnya larutan ditambahkan amoniak sehingga terbentuk endapan $\text{Y}(\text{OH})_3$ dan dilarutkan kembali dengan asam nitrat dan terakhir diendapkan dengan asam oksalat untuk mendapatkan endapan ytrium oksalat lalu disaring. Endapan dikeringkan di bawah lampu infra merah (I.R) dan siap untuk dicacah. Aktivitas ^{90}Sr di dalam contoh ditentukan berdasarkan anak luruhnya yaitu ytrium oksalat.

3. Pengukuran

Alat cacah berlatar belakang sangat rendah sistem alfa / beta (*Low Background Counter*) adalah alat cacah yang secara khusus dirancang untuk mengukur contoh yang memiliki aktivitas sangat rendah, yang memancarkan radiasi alfa/ beta atau keduanya. Alat cacah tersebut terdiri atas beberapa rangkaian elektronik, meliputi alat cacah proporsional yang dialiri gas dan komponen-komponen mekanik lain yang dapat bekerja secara otomatis. Alat cacah ini menggunakan aliran gas P-10 yaitu campuran 90% argon dan 10% metan. [4].

⁹⁰Sr diukur berdasarkan anak luruhnya ⁹⁰Y. Untuk mengoreksi kesalahan yang dilakukan pada tahap-tahap analisis contoh karena panjangnya prosedur, misalnya adanya kehilangan sejumlah unsur, maka dilakukan penghitungan kedapat-ulangan (*recovery*), caranya dengan perlakuan sama seperti pada contoh, tetapi pada analisis ini ditambahkan larutan standar ⁹⁰Sr yang diketahui aktivitasnya.

$$\text{Recovery} = \frac{\text{Aktivitas standar yang terukur}}{\text{aktivitas standar yang ditambahkan}} \times 100\% \dots\dots\dots(1)$$

Kesalahan pengukuran dinyatakan dengan simpangan baku (standar deviasi) hasil pencacahan dengan bentuk persamaan sebagai berikut

$$Sd = \sqrt{(C_c + C_b) / t} \dots\dots\dots(2)$$

Konsentrasi ⁹⁰Sr dalam setiap contoh dapat dihitung dengan persamaan sebagai berikut

$$A \text{ } ^{90}\text{Sr} = \frac{a_c \pm \sqrt{(C_c + C_b) / t}}{E \cdot R \cdot F_1 \cdot F_2 \cdot V} \dots\dots\dots(3)$$

dengan:

A = Konsentrasi ⁹⁰Sr (Bq/l)

a_c = laju cacah contoh yang telah dikoreksi dengan laju cacah latar (cps)

C_c = laju cacah contoh (cps)

C_b = laju cacah latar (cps)

t = waktu pencacahan (detik)

E = efisiensi pencacahan (%)

R = faktor kedapat-ulangan pada proses analisis (*recovery*)

F₁ = faktor pertumbuhan ⁹⁰Y (Tabel 1, lampiran 1)

F₂ = faktor peluruhan ⁹⁰Y (Tabel 2, lampiran 2)

V = volume contoh (liter)

Konsentrasi terendah yang dapat dideteksi (MDC) dengan selang kepercayaan 68% ditentukan melalui persamaan berikut ini:

$$\text{MDC} = \frac{2,33 \sqrt{(C_b/t)}}{E \times V} \text{ Bq/l} \dots\dots\dots(4)$$

Efisiensi pencacahan merupakan perbandingan antara laju cacah standar dengan laju peluruhan standar, dapat dinyatakan sebagai berikut:

$$E = \frac{\text{cps}}{\text{dps}} \times 100\% \dots\dots\dots(5)$$

dimana:

cps = laju cacah standar perdetik

dps = laju peluruhan standar perdetik

HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil pengukuran didapatkan harga MDC (*Minimum Detectable Concentration*) atau konsentrasi terendah yang dapat dideteksi untuk ⁹⁰ Sr adalah 0,17 Bq/l dan efisiensi pencacahan adalah 50,88% , Recovery ⁹⁰Sr dalam minyak adalah 64,05 %.

Hasil yang diperoleh pada analisis ini hanya untuk jenis sampel *RBD PKO* tidak terdeteksi (lebih kecil dari MDC) dan (0,55 ± 0,20) Bq/l , sedangkan untuk jenis sampel *CPO* kedua jenis sampel ini tidak terdeteksi. Tidak terdeteksinya kandungan ⁹⁰Sr dalam minyak *RBD PKO dan CPO* ini disebabkan panjangnya siklus rantai perjalanan dari atmosfer (*fallout*), kemudian terserap ke tanaman dan sampai kepada manusia, dan panjangnya prosedur penentuan ⁹⁰Sr sehingga tidak ditemukan adanya kandungan ⁹⁰Sr dalam minyak kelapa sawit. Selain itu tidak adanya percobaan nuklir di Indonesia. Walaupun demikian pemantauan konsentrasi radioaktivitas lingkungan dari jatuhan yang berasal dari atmosfer ini (salah satunya ⁹⁰Sr) perlu dilakukan untuk mengetahui jika suatu saat terjadi pencemaran lingkungan ataupun kecelakaan nuklir.

Tabel 1. Hasil analisis minyak kelapa sawit (RBD PKO dan CPO)

N0.	Jenis sampel	Aktivitas (Bq/l)	Keterangan
1.	RBD PKO	tidak terdeteksi	< 0,17
2.	RBD PKO	0,55 ± 0,20	> 0,17
3.	CPO	tidak terdeteksi	< 0,17
4.	CPO	tidak terdeteksi	< 0,17

KESIMPULAN

Hasil yang diperoleh pada analisis ^{90}Sr dalam minyak kelapa sawit ini adalah

- Sampel *RBD PKO* ada yang tidak terdeteksi atau lebih kecil dari MDC sedangkan yang tertinggi ($0,55 \pm 0,20$) Bq/l .
- Kedua jenis sampel *CPO* tidak terdeteksi.
- Tidak terdeteksinya kandungan ^{90}Sr dalam minyak *RBD PKO dan CPO* ini disebabkan panjangnya siklus rantai perjalanan dari atmosfer (*fallout*) serta panjangnya prosedur penentuan ^{90}Sr dan tidak adanya percobaan nuklir di Indonesia.

Pemantauan konsentrasi radioaktivitas lingkungan atmosfer (salah satunya ^{90}Sr) perlu dilakukan untuk mengantisipasi jika terjadi pencemaran lingkungan ataupun kecelakaan nuklir.

UCAPAN TERIMA KASIH

Saya mengucapkan terima kasih kepada Bapak R. Buchori yang telah membantu dalam pengukuran sampel minyak ini.

DAFTAR PUSTAKA.

1. H. BINTORO, M. Pedoman Budi Daya Tanaman Kelapa Sawit Bogor Institut Pertanian Bogor, 1988.
2. SUTARMAN dan EMLINARTI, Pelayanan Jasa Nuklir Untuk Komoditas Ekspor, Alara, Volume I No.3 1998.
3. ANONIM , Diklat Latihan Keahlian Penentuan Konsentrasi Cemar Sr-90 Dan Cs-137 Dalam Air Dan Makanan. Jakarta 1993.
4. SUTARMAN, Pemakaian Pencacah Latar Belakang Sangat Rendah Sistem Alfa / Beta .Program : Pelatihan Pengukuran Radioaktivitas Lingkungan di Lemlit Universitas Diponegoro – Semarang. Tahun 1993.

TEKNIK SAMPLING DAN PENENTUAN UMUR ^{14}C AIR TANAH

Neneng Laksminingpuri R.
PATIR – BATAN

ABSTRAK

TEKNIK SAMPLING DAN PENENTUAN UMUR ^{14}C AIR TANAH. Telah dilakukan penentuan umur ^{14}C dan teknik pengambilan air tanah untuk keperluan analisis. Sebelum proses pengendapan BaCO_3 , terlebih dahulu dilakukan pengukuran ion bikarbonat di lapangan, untuk mengetahui jumlah volume air yang harus diproses untuk pengendapan BaCO_3 dengan cara titrasi. Sampel air tanah kemudian diendapkan sebagai BaCO_3 dan kemudian dibawa ke laboratorium untuk diproses lebih lanjut. Endapan BaCO_3 kemudian dipreparasi di laboratorium dengan menggunakan metode absorpsi carborb dimana gas CO_2 yang diperoleh dari sampel langsung dialirkan kedalam larutan absorber CO_2 dan selanjutnya aktivitasnya ditentukan dengan menggunakan pencacah sintilasi cair Hasil pengukuran ion bikarbonat berkisar antara 65 hingga 365 ppm dan jumlah volume air tanah diambil sebanyak 2 hingga 5 kali ulangan. Sedangkan penentuan umur ^{14}C menunjukkan bahwa semakin sedikit jumlah karbon dalam sampel menunjukkan semakin tua umur air tanah tersebut.

ABSTRACT

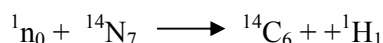
SAMPLING TECHNIQUES AND DETERMINATION OF ^{14}C DATING OF GROUNDWATER. The determination of ^{14}C dating and groundwater sampling technique have been done. Before BaCO_3 precipitation process, measurement of bicarbonate ion was done first to know the water volume that have to be processed to precipitate BaCO_3 by titration. The groundwater sample was then precipitated as BaCO_3 and be processed in the laboratory. By using carborb absorption method, CO_2 gas which is obtained from sample was flowed directly into CO_2 absorber solution and then its activity was determined by using Liquid Scintillation Counter. The result of the measurement of bicarbonate ion approximately 65 to 365 ppm and the groundwater volume was taken 2 to 5 times of repetition. Meanwhile, the determination of ^{14}C dating showed that the smaller carbon amount of the sample, the older the groundwater age.

PENDAHULUAN

Air merupakan suatu kebutuhan mutlak untuk kehidupan mahluk di muka bumi, sehingga pengelolaan dan pemanfaatannya perlu diperlakukan dengan sebaik-baiknya demi kelangsungan kehidupan dan pemenuhan sarana kebutuhan yang diperlukan oleh manusia. Dengan meningkatnya kebutuhan akan air, ilmuwan memberikan perhatian yang besar terhadap kelangsungan perubahan air di atmosfer, laut dan daratan. Sirkulasi air di bumi

yang tidak berhenti disebut siklus hidrologi. Siklus hidrologi adalah gerakan air laut ke udara yang kemudian jatuh ke permukaan tanah sebagai hujan atau berbentuk presipitasi lain, dan akhirnya mengalir ke laut kembali [2].

Dalam bidang hidrologi berbagai penelitian mengenai dinamika air tanah dilakukan dengan menggunakan isotop, baik isotop alam maupun isotop buatan. Isotop alam yang digunakan untuk menentukan umur air tanah adalah ^{14}C (radiokarbon). Radiokarbon dihasilkan di dalam atmosfer oleh variasi reaksi nuklir hasil interaksi neutron sinar kosmik dengan isotop nitrogen stabil. Salah satu hal yang penting dalam reaksi ini adalah rekasi antara neutron lambat sinar kosmik dan inti stabil ^{14}N menurut reaksi sebagai berikut [1] :



Atom-atom radiokarbon teroksidasi dan membentuk molekul-molekul ^{14}C dioksida. Molekul-molekul ^{14}C dioksida ini bercampur dengan CO_2 atmosfer yang tidak aktif dan selanjutnya memasuki biosfer dan hidrosfer. Karbondioksida di atmosfer dibawa oleh air hujan masuk dalam siklus hidrologi atau turun ke permukaan tanah dan merembes memasuki aliran air tanah (akuifer). Peristiwa terdapatnya karbon-14 di dalam zat-zat organik berbeda dengan proses terjadinya dan terdapatnya karbon-14 di dalam air tanah. Biasanya karbon-14 terdapat pada semua zat organik hidup seperti terdapat pada semua cangkang karbonat laut, biasanya berbentuk kalsium karbonat (CaCO_3). Karbon dioksida (CO_2) masuk ke dalam siklus air melalui dua proses utama, yaitu proses kimia murni dan proses produksi biokimia karbon dioksida dan bikarbonat. Proses tersebut terjadi pada tumbuhan, biota laut dan lapisan tanah yang berinteraksi dengan sedimen kalsium karbonat. Melalui proses erosi dan sedimentasi, sedimen kalsium karbonat bersama karbon dioksida yang terkandung dalam tanah beserta air, membentuk bikarbonat air tanah [1].

Pada penentuan aktifitas karbon-14 di laboratorium terlebih dahulu dilakukan sampling air tanah di lapangan. Sampel air tanah diendapkan sebagai ion karbonat dengan menambahkan larutan BaCl_2 yang akhirnya membentuk endapan barium karbonat (BaCO_3). Mula-mula sampel terlebih dahulu diukur kandungan ion karbonatnya dengan menggunakan metode titrasi, hal ini penting dilakukan jika konsentrasi ion karbonat rendah perlu dilakukan penyamplingan sampel berulang-ulang hingga didapatkan endapan karbonat yang mencukupi untuk keperluan analisis.

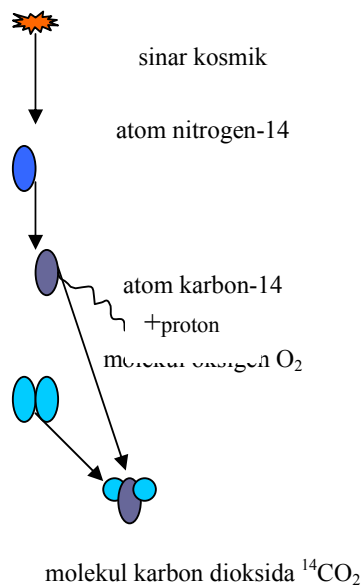
Dalam penentuan aktifitas karbon-14, sampel yang dianalisis dapat ditentukan aktivitasnya melalui metode sintesis benzena atau metode absorpsi dengan menggunakan

absorber. Selanjutnya sampel tersebut diukur aktivitasnya dengan menggunakan alat pencacah sintilasi cair dan hasilnya dinyatakan dalam persen modern carbon (pmc).

TEORI

Siklus Radiokarbon Dalam Hidrologi

Radiokarbon (^{14}C) adalah isotop radioaktif dari karbon dan merupakan isotop pemancar β dengan energi maksimum 1560 KeV dan mempunyai waktu paruh 5730 tahun. Terjadinya radiokarbon di alam adalah merupakan reaksi antara sinar kosmik dengan neutron. Sinar kosmik tersebut menyebabkan inti gas melepaskan neutron yang selanjutnya diserap oleh nitrogen ($^{14}\text{N}_7$) dan menyebabkan nukleusnya memancarkan proton. Akibatnya nomor atom akan turun menjadi 6 dan terbentuk unsur baru yaitu ^{14}C [3]. Hal tersebut di atas dijelaskan pada Gambar 1 di bawah ini.

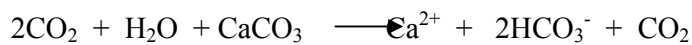


Gambar 1. Produksi Radiokarbon di Alam

Karbon-14 yang dihasilkan radiasi kosmis teroksidasi membentuk ^{14}C dioksida, kemudian bercampur dengan karbon dioksida atmosfer yang tidak aktif. Dari atmosfer, karbon dioksida bersama air hujan tersebut masuk ke dalam siklus hidrologi atau turun ke permukaan tanah dan merembes memasuki aliran air tanah (akuifer). Air tanah pada akuifer bawah mempunyai tekanan hidrostatik yang lebih besar daripada akuifer atas. Demikian juga halnya jika dua akuifer terpisah oleh *aquiclude* (lapisan yang membatasi

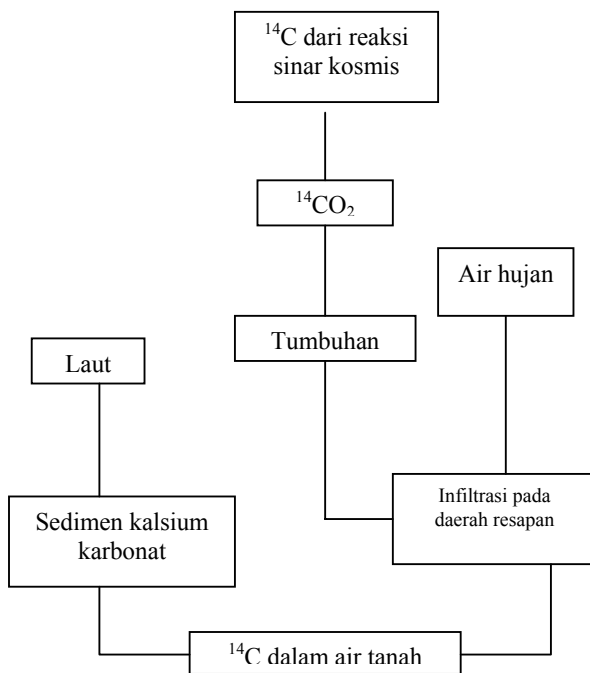
dua akuifer). Akuifer terkekang dan akuifer tidak terkekang dibatasi oleh *aquiclude*. Perbedaan tekanan hidrostatik antara lapisan akuifer terkekang dan tidak terkekang akan positif jika akuifer terkekang mempunyai tekanan hidrostatik yang lebih tinggi, sehingga aliran akan naik ke atas pada lubang sumur.

Karbon dioksida masuk kedalam siklus air tanah melalui proses erosi dan sedimentasi, sedimen kalsium karbonat bersama dengan karbon dioksida yang terkandung dalam air tanah membentuk bikarbonat. Radiokarbon yang terdapat dalam bikarbonat air tanah ditentukan umurnya dengan teknik isotop hidrologi. Reaksi pembentukan bikarbonat dalam air tanah adalah sebagai berikut :



Diketahui bahwa ^{14}C dapat dibentuk di atmosfer dengan kecepatan produksinya kira-kira 2,5 atom $^{14}\text{C}/\text{cm}^2$ setiap detik. Konstanta peluruhan adalah $1,2 \times 10^{-4}$ per tahun atau $2,30 \times 10^{-10}$ per menit. Untuk menentukan umur ^{14}C , harus diketahui dengan pasti konsentrasi ^{14}C pada saat dimulainya pembentukan ^{14}C , dan dinyatakan dengan persen kadar modern ^{14}C .

Secara singkat terjadinya ^{14}C di dalam air tanah dapat diterangkan pada diagram di bawah ini [1].



Gambar 2. Siklus Karbon dalam Air Tanah

Konsentrasi ¹⁴C dipengaruhi oleh proses hidrokimia, pertukaran isotop dan efek difusi, sehingga nilai umur tersebut menunjukkan umur terhitung sejak jatuhnya.

Konsentrasi karbon dioksida pada daerah lapisan atas tanah lebih besar daripada daerah lapisan bawah tanah, karena ¹⁴C pada daerah lapisan atas tanah masih muda dan juga belum mengalami perjalanan jauh secara difusi, sehingga pengurangan konsentrasi akibat interaksi ¹⁴C dengan mineral-mineral lain masih relatif kecil bila dibandingkan dengan ¹⁴C yang sudah mengalami perjalanan jauh seperti air artesis.

BAHAN DAN METODE

Bahan dan alat yang digunakan dalam penelitian ini adalah sebagai berikut :

Seperangkat alat tangki pengendapan barium karbonat (Lampiran 1), botol kontainer 2L, selang plastik, botol sampel 1 L, FeSO₄.7H₂O, larutan NaOH bebas CO₂, Larutan BaCl₂ jenuh, larutan praestol, larutan HCl, indikator merah metil, seperangkat alat gelas, pipet gondok, alat pencacah sintilasi cair Packard 1900TR, etanol amin, larutan sintilator, etanol, akuades dan nitrogen cair.

Metode

Bahan kimia dan peralatan disiapkan untuk dibawa ke lapangan sampling. Pada saat sampling air tanah terlebih dahulu dilakukan pengukuran konsentrasi ion bikarbonat dengan metode titrasi HCl, sebanyak 10 mL sampel diberi beberapa tetes indikator merah metil dan dititrasi dengan menggunakan larutan HCl 0,01N. Konsentrasi karbonat dihitung menggunakan formula sebagai berikut :

$$V_s N_s = V_t N_t$$

Dimana :

V_s = volume sampel

N_s = konsentrasi karbonat sampel V_t = volume HCl

N_t = konsentrasi HCl

Bobot setara (bst) $\text{HCO}_3^- = 61 \text{ g/L}$ ppm karbonat sampel = $N_s \times \text{bst } \text{HCO}_3^-$

Penentuan konsentrasi ion karbonat penting dilakukan untuk memperkirakan berapa kali ulangan sampel harus dilakukan untuk mendapatkan endapan BaCO_3 yang cukup untuk analisis ^{14}C di laboratorium. Setelah pengukuran ion karbonat dilakukan, masukkan 60 L air kedalam tangki pengendap tambahkan $\text{FeSO}_4 \cdot 7\text{H}_2\text{O}$, larutan NaOH bebas CO_2 dan BaCl_2 jenuh, aduk secara perlahan selama 5 menit lalu tambahkan larutan praestol aduk perlahan selama 30 menit. Pada bagian penampung akan terlihat endapan BaCO_3 yang berwarna hijau kekuningan. Diamkan beberapa saat dan masukkan endapan BaCO_3 ke dalam botol sampel 1L. Pada proses pengendapan ini sangat penting untuk mencegah CO_2 udara masuk yaitu dengan menutup serapat mungkin tutup tangki penampung.

Endapan sampel BaCO_3 dipreparasi di laboratorium dengan menggunakan metode absorpsi carborb dimana gas CO_2 yang diperoleh dari sampel langsung dialirkan ke dalam larutan absorber CO_2 dan selanjutnya aktivitasnya ditentukan dengan menggunakan pencacah sintilasi cair. Perhitungan aktivitas radiokarbon tertera pada Lampiran 2.

HASIL DAN PEMBAHASAN

Data hasil pengukuran ion bikarbonat dan jumlah sampling tertera pada Tabel-1 (Lampiran 3). Dari hasil analisis terhadap ion karbonat didapatkan data konsentrasi karbonat pada contoh air tanah bervariasi antara 65 hingga 365 ppm dan pengulangan sampling air tanah dilakukan antara 2 hingga 5 kali, hal ini berkaitan dengan jumlah endapan BaCO_3 yang dibutuhkan. Sedangkan menurut prosedur yang dilakukan di laboratorium *Isotope Hydrology* IAEA volume air yang dibutuhkan untuk penentuan umur radiokarbon tergantung pada konsentrasi ion karbonat dan bikarbonat dalam sampel [4]. Dua gram karbon yang dibutuhkan untuk analisis, jumlah ini sebanding dengan 10 gram konsentrasi ion bikarbonat dan karbonat. Sehingga jika sampel air mengandung 200 ppm ion bikarbonat volume sampel air tanah yang dibutuhkan cukup 60 liter, sebaliknya jika jumlah kandungan total karbon kurang dari 200 ppm, maka dibutuhkan volume air yang lebih banyak lagi [4]. Dalam hal ini untuk keperluan analisis ^{14}C di laboratorium hidrologi Kebumihan dan lingkungan diperlukan sekitar 4 gram total karbon. Pada proses pengendapan BaCO_3 dalam tangki pengendap, dilakukan penambahan larutan NaOH hal ini dilakukan untuk menaikkan pH menjadi sekitar 12 sehingga diharapkan sampel berada dalam bentuk ion karbonat semua [1]. Sedangkan penambahan praestol berguna untuk mempercepat terbentuknya gumpalan endapan karbonat (koagulan).

Pencacah sintilasi cair digunakan untuk mendeteksi pancaran partikel β dari radioisotop ^{14}C yang berasal dari sampel air tanah. Akumulasi cacahan yang terdeteksi dinyatakan dalam *count per minute* (cpm) dan digunakan untuk menentukan aktivitas dari suatu sampel. Dalam perhitungan harus ditentukan pula nilai $\delta^{13}\text{C}$ sebagai koreksi yang diukur relatif terhadap standar. Data hasil perhitungan umur ^{14}C tertera pada Tabel-2 (Lampiran 4).

Dari data hasil perhitungan umur ^{14}C air tanah yang tertera pada Tabel-2 (Lampiran 3) tersebut memberikan gambaran mengenai umur sampel air tanah, sehingga dapat dipastikan bahwa adanya aktivitas ^{14}C sisa dalam sampel jelas terlihat. Semakin sedikit jumlahnya dalam sampel semakin tua umur sampel tersebut. Berdasarkan data perhitungan umur air tanah pada Tabel-2, diperoleh informasi bahwa umur air tanah bervariasi sesuai arah alirannya. Pada daerah masukan/imbuh biasanya memiliki umur yang lebih muda dibandingkan dengan daerah di sekitarnya (daerah eksploitasi), hal ini menunjukkan lamanya perjalanan air tanah dari daerah imbuhan (*recharge*) menuju daerah

keluaran (*discharge*). Informasi mengenai pola distribusi umur air tanah sangat bermanfaat terutama untuk kebijakan pengelolaan sumber daya air tanah.

KESIMPULAN

Kesimpulan yang dapat diambil dari evaluasi dan interpretasi data pada penelitian ini adalah sebagai berikut :

1. Pengukuran pendahuluan konsentrasi ion bikarbonat penting dilakukan untuk memperkirakan jumlah volume air yang akan diproses untuk pengendapan BaCO_3 .
2. Umur air tanah diperlihatkan oleh kandungan aktivitas ^{14}C sisa yang dinyatakan dalam pmc (*persen modern carbon*). Semakin kecil kandungan karbon di dalam air tanah, semakin tua umur dari radiokarbon.

UCAPAN TERIMA KASIH

Penulis menyampaikan terima kasih kepada Bapak Drs. Satrio, bapak Agus Martinus, bapak Ir. Wandowo, bapak Prof. Dr. Syafalni, Dip.H. MSc. dan bapak Alip atas bantuannya hingga terselesaikannya penelitian ini. Semoga Allah SWT membalas budi baik anda semua.

DAFTAR PUSTAKA

1. Clark, D. Ian., and Fritz, Peter., Environmental Isotopes in Hydrogeology, Lewis Publishers, 112, New York, (1997).
2. Guidebook on Nuclear Techniques in Hydrology, IAEA Technical Report Series No. 91 (1983).
3. <http://www.rlaha.ox.ac.uk/o/source.php>, 24 Maret 2006, pkl.13.00.
4. IAEA Isotope Hydrology Laboratory, Sampling of Water for ^{14}C Analysis.

LAMPIRAN 1. Gambar Alat Sampling Karbon-14



LAMPIRAN 2.

Perhitungan :

- Larutan Mixture = W_v
- Larutan Mixture + CO₂ = W_{vc}
- Berat CO₂ terabsorpsi dalam 30 mL larutan mixture (W_{30}) adalah

$$W_{30} = W_{vc} - W_v$$

- Berat CO₂ terabsorpsi dalam 21 mL larutan mixture (W_{21}) adalah

$$W_{21} = \frac{W_{30} \times 21}{30}$$

- Berat karbon yang terserap dalam 21 mL larutan mixture (W) adalah

$$W = W_{21} \times \frac{\text{Mr C}}{\text{Mr CO}_2}$$

Hasil Pengukuran setelah data direduksi :

- Rata-rata cacahan sampel (cpm) = As
- Penyimpangan data cacahan sampel = σAs
- Rata-rata cacahan *background* = BG
- Penyimpangan cacahan *background* = σBG
- Net aktivitas sampel (cpm), $A = \frac{As - BG}{W}$
- Kesalahan (*error*) sigma aktivitas sampel,

$$\sigma A = \sqrt{\frac{(\sigma As)^2 + (\sigma BG)^2}{W}}$$

- Aktivitas standar ternormalisasi,

$$A_{ON} = 0,95 A_{OX} \left[1 - \frac{2(\delta^{13}C_{OX} + 19)}{1000} \right]$$

$$A_{OX} = \text{cacahan standar (cpm)}$$

$$\delta^{13}C_{OX} = \text{nilai koreksi } ^{13}\text{C standar}$$

- Fraksi Modern Sampel (f),

$$f \pm \sigma_f = \frac{A_s}{A_{ON}} \pm \frac{A_s}{A_{ON}} \times \sqrt{\left[\left(\frac{\sigma A_s}{A_s}\right)^2 + \left(\frac{\sigma A_{ON}}{A_{ON}}\right)^2\right]}$$

- Penyimpangan standar,

$$d^{14}C \pm \sigma d^{14}C = \left(\frac{A_s}{A_{ON}} - 1\right) \times 1000 \pm 1000 \times \sigma_f$$

- Aktivitas sampel ternormalisasi,

$$A_{SN} = A_s \left[1 - \frac{(\delta^{13}C_s + 25)}{1000}\right]$$

A_s = cacahan sampel (cpm)

$\delta^{13}C_s$ = nilai koreksi ^{13}C sampel (‰)

- Penyimpangan setelah normalisasi,

$$D^{14}C \pm \sigma D^{14}C = \left(\frac{A_{SN}}{A_{ON}} - 1\right) \times 1000 \pm \sigma d^{14}C$$

- Persen Modern Carbon (pmC),

$$pmC \pm \sigma pmC = \left(100 + \frac{D^{14}C}{10}\right) \pm \left(\frac{\sigma D^{14}C}{10}\right)$$

- Umur (tahun),

$$t = 8033 \ln\left(\frac{A_{ON}}{A_{SN}}\right)$$

$$t = -8033 \ln\left(1 + \frac{D^{14}C}{1000}\right)$$

dengan kesalahan umur

$$- \sigma = t + 8033 \ln\left[1 + \frac{(D^{14}C - \sigma D^{14}C)}{1000}\right]$$

$$+ \sigma = -8033 \ln\left(1 + \frac{D^{14}C - \sigma D^{14}C}{1000}\right) - t$$

LAMPIRAN 3.

Tabel-1. Data Hasil Pengukuran Ion Bikarbonat dan Jumlah Sampling

No.	Lokasi pengambilan sampel	Karbonat (ppm)	Jumlah sampling
1	PT. Kian Hin	250	2
2	PT. Arthamas	365	2
3	PT. Sinar Sosro	180	3
4	PT. Wonderful	175	3
5	PT. Trebor	200	3
6	PT. Kaos Aseli	160	3
7	PT. Susu Bendera	105	4
8	PT. Peony Blanket	215	3
9	PT. Sari Sedap	270	2
10	PT. YKK Zipper	180	3
11	PT. Yuparin	65	5
12	PT. Sinar Plataco	210	3

No.	Lokasi pengambilan sampel	Karbonat (ppm)	Jumlah sampling
13	PT. Yuasa	300	2
14	Puri Beta	250	2
15	BSD	70	4
16	PT. Gillete	90	4
17	Wisma Mulia	200	3
18	Gerbang Tol Pd. Gede	270	2
19	PT. Aqua G.M.	280	2
20	Ciketing Udik	165	3
21	PT. KAI Bekasi	300	2
22	Gerbang Tol Tambun	280	2
23	Gerbang Tol Cibitung	180	3
24	PT. Fajar Gemilang	175	3
25	PT. Kones	175	3

No.	Lokasi pengambilan sampel	Karbonat (ppm)	Jumlah sampling
26	Gerbang Tol Cikarang	180	3
27	Gerbang Tol Karawang Barat	200	3
28	Kedung Gede	180	3
29	Ds. Kertasari	280	2
30	Ds. Sumber Urip	300	2
31	PT. Buana SF	165	3
32	PT. Kuk Dong	170	3
33	Ds. Cikiwul	170	3

LAMPIRAN 4.

Tabel-2. Hasil Perhitungan Umur ^{14}C Sampel Air Tanah

No.	Lokasi pengambilan sampel	$\delta^{13}\text{C}$ (‰)	PMC	Corrected Age (tahun)
1	PT. Kian Hin	-12,30	$6,0 \pm 1,11$	21935 ± 1520
2	PT. Arthamas	-12,60	$5,3 \pm 0,40$	23030 ± 2200
3	PT. Sinar Sosro	-13,50	$12,0 \pm 1,30$	16240 ± 895
4	PT. Wonderful	-14,90	$71,1 \pm 1,27$	1600 ± 200
5	PT. Trebor	-14,50	$69,3 \pm 1,28$	1800 ± 200
6	PT. Kaos Aseli	-14,00	$55,6 \pm 1,36$	3600 ± 250
7	PT. Susu Bendera	-14,00	$80,0 \pm 1,60$	610 ± 200
8	PT. Peony Blanket	-15,00	$57,7 \pm 1,13$	3300 ± 215
9	PT. Sari Sedap	-14,50	$13,0 \pm 1,42$	15590 ± 900
10	PT. YKK Zipper	-15,00	$75,7 \pm 1,77$	1055 ± 195
11	PT. Yupharin	-15,00	$95,0 \pm 1,95$	Modern
12	PT. Sinar Plataco	-16,00	$61,5 \pm 1,55$	2770 ± 210
13	PT. Yuasa	-14,00	$21,6 \pm 1,29$	11410 ± 500
14	Puri Beta	-14,00	$18,2 \pm 1,42$	12860 ± 650
15	BSD	-16,50	$90,1 \pm 1,74$	Modern
16	PT. Gillete	-15,00	$89,2 \pm 1,92$	Modern
17	Wisma Mulia	-14,00	$39,1 \pm 0,59$	6510 ± 130
18	Gerbang Tol Pd. Gede	-14,00	$18,3 \pm 0,50$	12850 ± 230

No.	Lokasi pengambilan sampel	$\delta^{13}\text{C}$ (‰)	PMC	Corrected Age (tahun)
19	PT. Aqua G.M.	-13,50	$10,9 \pm 0,48$	17020 ± 350
20	Ciketing Udik	-15,00	$76,0 \pm 0,85$	1025 ± 95
21	PT. KAI Bekasi	-13,50	$13,8 \pm 0,49$	15110 ± 300
22	Gerbang Tol Tambun	-14,00	$21,4 \pm 0,52$	11500 ± 200
23	Gerbang Tol Cibitung	-14,00	$38,7 \pm 0,59$	6600 ± 130
24	PT. Fajar Gemilang	-14,00	$45,5 \pm 0,63$	5260 ± 120
25	PT. Kones	-14,00	$45,5 \pm 0,63$	5260 ± 120
26	Gerbang Tol Cikarang	-14,00	$47,1 \pm 0,64$	5000 ± 135
27	Gerbang Tol Karawang Barat	-16,00	$64,9 \pm 0,76$	2330 ± 100
28	Kedung Gede	-14,00	$34,6 \pm 0,57$	7535 ± 140
29	Ds. Kertasari	-14,00	$19,9 \pm 0,51$	12080 ± 200
30	Ds. Sumber Urip	-13,50	$14,3 \pm 0,49$	14850 ± 280
31	PT. Buana SF	-15,00	$50,0 \pm 0,67$	4500 ± 115
32	PT. Kuk Dong	-15,00	$73,6 \pm 0,83$	1300 ± 100
33	Ds. Cikiwul	-15,00	$71,0 \pm 0,81$	1580 ± 100

Tanya – Jawab :**1. Penanya : Nuniek (PATIR – BATAN)****Pertanyaan :**

Mengapa ion bikarbonat penting dilakukan untuk memperkirakan jumlah volume air yang akan diproses untuk pengendapan BaCO_3 ?

Jawaban : Neneng L (PATIR – BATAN)

Ion bikarbonat diendapkan sebagai endapan BaCO_3 , untuk analisis /preparasi C-14 di lab dibutuhkan setidaknya 4 g C (karbon) yang setara dengan 400 ppm bikarbonat. Untuk mendapatkan 4 g karbon paling tidak dibutuhkan 120 L air, sedangkan kapasitas tangki pengendapan adalah 60 L sehingga untuk 400 ppm bikarbonat dilakukan pengambilan sampel 2x.

2. Penanya : Dewi Sekar (PATIR – BATAN)**Pertanyaan :**

Apa gunanya mengetahui umur air tanah? Dan mengapa makin sedikit jumlah C-14 makin tua umur air tanahnya ?

Jawaban : Neneng L (PATIR – BATAN)

Umur air tanah ditentukan untuk mengetahui pola aliran/dinamika air tanah serta untuk kebijakan pengelolaan sumber daya air tanah (konservasi).

Konsentrasi C-14 dipengaruhi oleh proses hidrokimia, pertukaran isotop dan efek difusi. Konsentrasi CO_2 pada lapisan atas tanah lebih besar daripada daerah lapisan bawah tanah, karena C-14 pada daerah lapisan atas tanah masih muda dan juga belum mengalami perjalanan jauh secara difusi, sehingga pengurangan konsentrasi akibat interaksi C-14 dengan mineral lain masih relatif kecil bila dibandingkan dengan C-14 yang sudah mengalami perjalanan jauh.

POLA KONSENTRASI PROGESTERON PADA SAPI PERAH SETELAH INSEMINASI BUATAN

N. Lelananingtias dan Dinardi
PATIR – BATAN

ABSTRAK

POLA KONSENTRASI PROGESTERON PADA SAPI SETELAH INSEMINASI BUATAN. Konsentrasi progesteron dapat digunakan untuk mengetahui pola reproduksi pada sapi perah dan keberhasilan inseminasi buatan (IB) atau kelainan reproduksi dari hewan. Konsentrasi progesteron diukur dengan teknik RIA menggunakan radio isotop ^{125}I . Tujuan dari percobaan ini adalah mengetahui pola hormon progesteron sapi setelah di IB. Hasil pengukuran menunjukkan bahwa diperoleh tiga pola konsentrasi progesteron, yaitu bunting +, bunting - dan bunting + pada waktu IB.

Kata kunci : RIA, progesteron, dan Inseminasi buatan

ABSTRACT

PROGESTERONE PATTERN IN DAIRY COW AFTER ARTIFICIAL INSEMINATION. The concentration of progesteron can be used to know the reproduction pattern in dairy cow, the result of artificial insemination and to detection of reproductive disorders. The progesteron could be detected by RIA technique. The objective of experiment was to know the progesterone pattern in dairy cow after IB. The result showed that the progesterone had 3 patterns, i.e. pregnant +, pregnant – and pregnant + at IB.

Key words : RIA, progesteron, and artificial insemination

PENDAHULUAN

Siklus reproduksi merupakan suatu rangkaian kejadian biologis kelamin yang berlangsung secara sambung menyambung hingga terlahir generasi baru dari suatu makhluk hidup. Siklus reproduksi dapat dibagi menjadi beberapa tahapan seperti pubertas, birahi, musim kelamin atau saat yang tepat untuk inseminasi, kebuntingan, dan kelahiran. Siklus reproduksi hewan ruminansia dapat dilihat dengan menentukan kandungan progesteron, hormon steroid yang berperan sangat penting dalam menjaga kebuntingan [1].

Pola reproduksi pada ternak merupakan faktor yang sangat penting dalam upaya meningkatkan produksi dan populasi ternak. Tingkat konsentrasi hormon progesteron pada hewan ruminansia dapat digunakan untuk mempelajari pola reproduksi pada individu hewan, apakah status hewan tersebut sedang siklus, birahi atau bunting, tingkat konsentrasi progesteron dapat juga membantu melihat keberhasilan dari inseminasi buatan (IB) ataupun kelainan reproduksi dari hewan [2].

Pengukuran hormon progesteron pada hewan dapat menggunakan sampel susu ataupun serum. Berbagai macam metode dapat digunakan untuk menentukan hormon progesteron antara lain teknik Radioimmonoassay (RIA). Teknik RIA merupakan adalah metode deteksi yang paling sensitif berdasarkan interaksi antigen antibodi. Hormon (antigen) yang diberi label radio aktif dapat digunakan untuk medeteksi hormon dalam sampel, isotop yang digunakan untuk teknik RIA adalah ^{125}I [3]. Tujuan dari percobaan ini adalah mengetahui pola dari konsentrasi progesteron pada sapi yang telah di IB sehingga dapat membantu peternak untuk melihat keberhasilan IB dengan cepat.

BAHAN DAN METODE

Pengumpulan sampel susu

Sampel susu diperoleh dari 9 ekor sapi yang dilakukan pada saat IB (0 hari), 11 dan 21 hari setelah dilakukan Inseminasi Buatan (IB). Air susu diambil sebanyak 10 ml, langsung dimasukkan ke dalam tabung sampel yang telah diberi pengawet (sodium azide) dan disimpan dalam kulkas 4°C . Semua sampel dikirim ke Lab RIA PATIR Ps Jumat.

Preparasi sampel

Sampel susu dipisahkan lemaknya dengan disentrifuge pada 3000 rpm selama 10 menit. Lemak yang terpisah ke atas dibuang dengan menggunakan pipet pasteur. Sampel susu siap untuk pengukuran konsentrasi hormon progesteron.

Pengukuran progesterone dengan teknik RIA

Tabung *assay* yang telah dilapisi dengan antibodi progesteron, standar susu dan ^{125}I progesteron antigen digunakan bila mencapai suhu kamar, dipersiapkan standar susu yang telah dibuat dari susu komersil dengan konsentrasi 0, 1.25, 2.5, 5, 10, 20 dan 40 nmol/l [3,4]. Tabung yang sudah dilapisi antibodi progesteron diberi nomor tabung nomor 1 dan 2 dipersiapkan untuk cacahan total dan diisi dengan larutan ^{125}I – progesteron antigen. Tabung nomor 3 sampai dengan 16 dipersiapkan untuk diisi dengan larutan standar progesteron sesuai dengan konsentrasinya. Tabung selanjutnya dipersiapkan untuk sampel, dan diberi nomor sesuai dengan jumlah sampel.

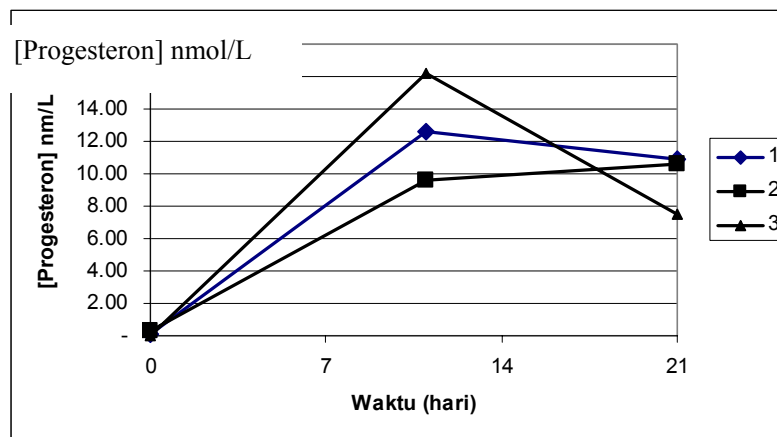
Tabung *assay* yang dipersiapkan untuk standar progesteron (tabung 3 – 16) diisi dengan 100 ul larutan standar dan 100 ul sampel susu yang telah dipisahkan lemaknya. Pada setiap sampel dilakukan duplo. Setelah semua sampel diambil, ke dalam semua

tabung ditambah dengan 1000 ul 125 I progesteron antigen. Tabung ditutup dengan parafilm untuk diinkubasi selama 24 jam dalam suhu kamar.

Selesai proses inkubasi kelebihan 125 I progesteron antigen yang terdapat dalam seluruh tabung *assay*, kecuali tabung nomor 1 dan 2, dibuang dengan cara membalikkan tabung dan dikeringkan selama kurang lebih 1 jam pada baki yang sudah diberi kertas merang dan tissue. Tabung tersebut dicacah selama 1 menit menggunakan gamma counter [5].

HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil percobaan menunjukkan adanya 3 pola konsentrasi hormon progesteron setelah IB. Pola pertama adalah terjadinya kenaikan konsentrasi progesteron setelah IB pada ketiga ekor sapi tersebut (Gambar 1).

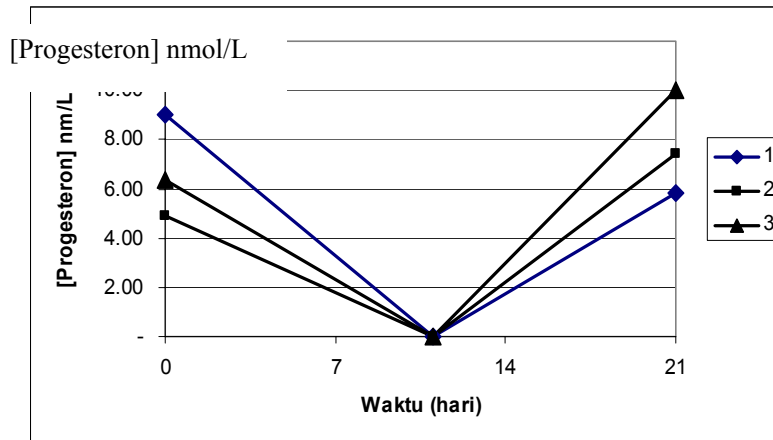


Gambar 1. Pola konsentrasi progesteron sapi hamil setelah IB.

Terlihat konsentrasi progesteron dari 3 ekor sapi pada waktu IB dilakukan (0 hari) rata – rata 0 nmol /l atau masih di bawah 3 nmol/l. Untuk meyakinkan keberhasilan dari IB dilakukan sampling pada hari ke 10 dan 21 setelah IB. Pada sampling hari ke 10 konsentrasi progesteron pada sapi 1 meningkat sampai dengan 12,61 nmol/l, pada sapi 2 menjadi 9,59 nmol/l, dan pada sapi 3 menjadi 16,22 nmol/l. Untuk meyakinkan dari keberhasilan IB dilakukan sampling pada hari ke 21 ternyata konsentrasi progesteron pada sapi 1 dan 3 menurun 10,93 nmol/l dan 7,51 nmol/l, pada sapi 2 meningkat menjadi 10,57 nmol/l.

Pola konsentrasi progesteron dari ke 3 ekor sapi ini menunjukkan keberhasilan dari IB yang dilakukan insinator berdasarkan pengamatan birahi dari ke 3 ekor sapi tersebut sebelum melakukan IB, walaupun ada penurunan konsentrasi progesteron pada sapi 1 dan

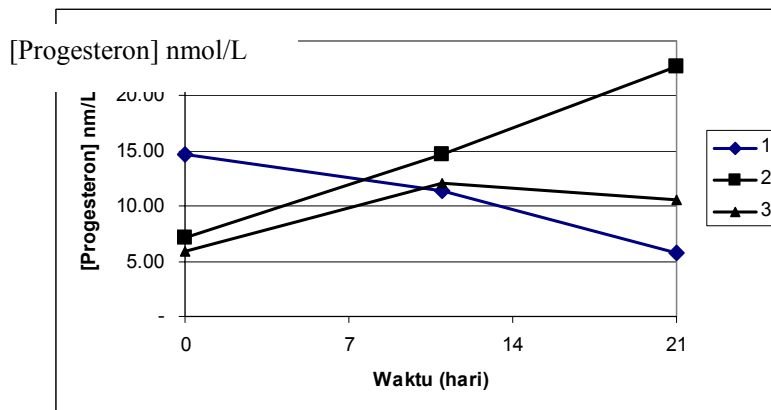
3 tidak berarti terjadi keguguran pada sapi tersebut karena konsentrasi progesteron masih diatas 3 nmol/l.



Gambar 2. Pola konsentrasi progesteron sapi tidak hamil setelah IB.

Pola kedua adalah terjadinya penurunan konsentrasi progesteron setelah IB pada ketiga 3 ekor sapi tersebut (Gambar 2). Waktu IB dilakukan (0 hari) konsentrasi progesteron sudah tinggi yaitu 9,01 nmol/l pada sapi 1, 4,93 nmol/l pada sapi 2 dan 6,39 nmol/l pada sapi 3. Pada sampling hari ke 10 konsentrasi progesteron pada sapi 1, 2 dan 3 menurun menjadi 0 nmol/l, pada hari ke 21 dilakukan analisis progesteron dan konsentrasi progesteron pada ke ekor sapi tersebut meningkat menjadi 5,81 nmol/l pada sapi 1, 7,43 nmol/l pada sapi 2 dan 10,01 pada sapi 3

Pola konsentrasi progesteron dari ke 3 ekor sapi pada Gambar 2 menunjukkan IB tidak berhasil dengan baik dilakukan oleh insiminator, karena pengamatan yang kurang tepat pada waktu birahi sehingga perlu dilakukan inseminasi kembali.



Gambar 3. Pola konsentrasi progesteron sapi sudah hamil waktu di IB.

Pola ketiga adalah konsentrasi progesteron sudah tinggi pada waktu IB dilakukan pada ketiga ekor sapi tersebut (Gambar 3). Waktu IB dilakukan (0 hari) konsentrasi progesteron sudah tinggi yaitu 14,70 nmol/l pada sapi 1, 7,10 nmol/l pada sapi 2 dan 5,93 nmol/l pada sapi 3. Pada sampling hari ke 10 dan 21 konsentrasi progesteron pada sapi 1, 2 dan 3 tetap meningkat masih di atas 3 nmol/l.

Pola konsentrasi progesteron dari ke 3 ekor sapi pada Gambar 3 menunjukkan pada waktu IB ke 3 ekor sapi tersebut sudah bunting karena itu untuk meyakinkan bunting tidaknya sapi tersebut perlu dilakukan palpasi retal dan melihat sejarah dari ketiga ekor sapi tersebut.

KESIMPULAN

Hasil analisis progesteron pada sapi di Garut menunjukkan adanya tiga pola konsentrasi progesteron, yaitu sapi yang berhasil di IB, gagal IB dan berhasil bunting.

UCAPAN TERIMA KASIH

Penulis mengucapkan terima kasih kepada Totti Tjiptosumirat, kepala kelompok kesehatan dan reproduksi ternak dan rekan – rekan yang telah membantu dalam penulisan makalah ini dan juga kepada petugas inseminator Dinas Peternakan DATI II dalam pengambilan sampel.

DAFTAR PUSTAKA

1. SOEBANDI PARTODIHARJO, Ilmu Reproduksi Hewan, Fakultas kedokteran Veteriner Jurusan Reproduksi Institut Pertanian Bogor, Mutiara Sumber Widya, 1987 :Hal 165 -247.
2. SRI WIRYOSUHANTO, Aplikasi Bioteknologi Kesehatan Hewan, Hasil Semiloka Bioteknologi Kesehatan Hewan Bogor, 1992
3. ANONIMUS, progesteron RIA kit Protocol, Joint FAO /IAEA Programme in animal Production and Health, IAEA, Vienna Austria, 1989.

Tanya – Jawab :

1. Penanya : Dewi S (PATIR – BATAN)

Pertanyaan :

Pola konsentrasi IB yang bagaimana dapat menghasilkan inseminasi yang berhasil?

Jawaban : Nuniek L (PATIR – BATAN)

Pola konsentrasi IB yang berhasil ialah pola konsentrasi prog pada waktu IB 10 hari, menunjukkan 0 nmol/l dan setelah 10 hari, 21 hari konsentrasi progesteron naik di atas 3 nmol/l.

2. Penanya : Neneng L (PATIR – BATAN)

Pertanyaan :

Apa yang dimaksud dengan bunting +, bunting – dan bunting + pada waktu IB?

Faktor apakah yang mempengaruhi tingkat keberhasilan kebuntingan pada IB?

Jawaban : Nuniek L (PATIR – BATAN)

Bunting + adalah positif bunting, bunting – adalah tidak bunting, bunting + pada IB adalah sapi sudah bunting pada waktu di IB.

Faktor yang mempengaruhi tingkat keberhasilan IB yaitu pengamatan birahi dari sapi yang tepat dan pengalaman dari inseminator (petugas IB)

APLIKASI Pb-210 JATUHAN UNTUK ESTIMASI EROSI PADA TANAH OLAH

Tommy Hutabarat
PATIR – BATAN

ABSTRAK.

APLIKASI Pb-210 JATUHAN UNTUK ESTIMASI EROSI TANAH PADA LAHAN OLAH. Radionuklida alam Pb-210 jatuhan yang terjadi secara alamiah sangat kuat diserap oleh media tanah dan sedimen. Isotop ini telah digunakan secara luas sebagai *tracer* untuk menentukan kronologi endapan sedimen dan penanggalan. Makalah ini menelaah potensi Pb-210 untuk estimasi laju erosi pada lahan olah. Pada prinsipnya konsentrasi Pb-210 dalam sampel tanah terdiri dari Pb-210 *Unsupported* dan Pb-210 *Supported*. Dalam studi ini digunakan spektrometri alpha yaitu untuk mengetahui konsentrasi Pb-210 total dan spektrometri gama untuk mengetahui konsentrasi Pb-210 *Supported*. Dalam studi erosi, Pb-210 *unsupported* yaitu yang berasal dari atmosfer (*fallout*) dapat diperoleh dengan pengurangan Pb-210 total dengan Pb-210 *supported*. Input Pb-210 jatuhan pada permukaan tanah pada hakekatnya kontinyu, sehingga estimasi laju erosi dilakukan melalui pendekatan model keseimbangan masa. Sebagai kasus ditelaah distribusi kedalaman Pb-210 *fallout* pada tanah stabil dan tanah olah yakni di daerah tangkapan sungai (DAS) Moorlake – Devon, Inggris. Pada tanah stabil, ternyata konsentrasi Pb-210 tertinggi berada pada permukaan dan berkurang secara eksponensial terhadap kedalaman. Sedangkan pada tanah olah relatif datar yang disebabkan oleh pencampuran lapisan tanah cangkul melalui pencangkulan.

Kata kunci : Pb-210 – erosi – lahan olah

ABSTRACT.

APPLICATION FALLOUT LEAD-210 TO ESTIMATE SOIL EROSION ON CULTIVATED LAND. Naturally occurring fallout ^{210}Pb is strongly absorbed by soils and sediments. It has been widely used as tracer to establish the chronology of deposited sediments and dating. This paper reviews the ^{210}Pb potential to erosion rate estimation on cultivated land. The concentration of ^{210}Pb within soils samples is in principle composed of ^{210}Pb *Unsupported* and ^{210}Pb *Supported*. The total concentration of ^{210}Pb and supported ^{210}Pb within samples were measured using alpha spectrometry and gamma spectrometry respectively. In the erosion study, ^{210}Pb unsupported coming from fallout can be obtained by subtracting the supported ^{210}Pb from total ^{210}Pb in the sample. The estimation of rate erosion on cultivated soils was employed by a mass balance approach, because the ^{210}Pb fallout input to the soil surface is essentially continuous. As case study, the depth distribution of ^{210}Pb fallout on undisturb soil and cultivated land in the watershed of Moorlake – Devon – England has been reviewed. On the undisturbed soil, the highest concentration of ^{210}Pb was on the surface and decreases exponentially with depth where as on the cultivated land will be relatively uniform caused mixing of plow layer by tillage.

Key words : Pb-210 – erosion – cultivated land

PENDAHULUAN

Erosi tanah yang disebabkan oleh air dan dampaknya terhadap lingkungan merupakan fenomena alam yang sangat memprihatinkan banyak negara. Hal ini tentunya sangat menggugah para pemerhati lingkungan untuk mendapatkan informasi melalui penelitian. Salah satu metode yang telah diaplikasikan selama beberapa dekade adalah metode teknik nuklir dengan memanfaatkan jatuhnya radionuklida Cs-137 di alam. Metode Cs-137 sangat potensial digunakan dalam studi erosi untuk jangka waktu 40 tahun [1,2]. Batasan ini didasarkan pada waktu paro Cs-137 hanya 30 tahun dan peristiwa percobaan senjata nuklir di atmosfer sekitar tahun 1950-an dan 1960-an. Dengan demikian perlu dicari penggunaan perunut alternatif yang juga potensial untuk studi erosi. Radionuklida alam Pb-210 mempunyai sifat yang mirip dengan Cs-137 yaitu sangat kuat diserap oleh tanah dan sedimen halus. Isotop ini juga telah banyak digunakan sebagai perunut untuk studi kronologi dan penanggalan sedimen deposit.

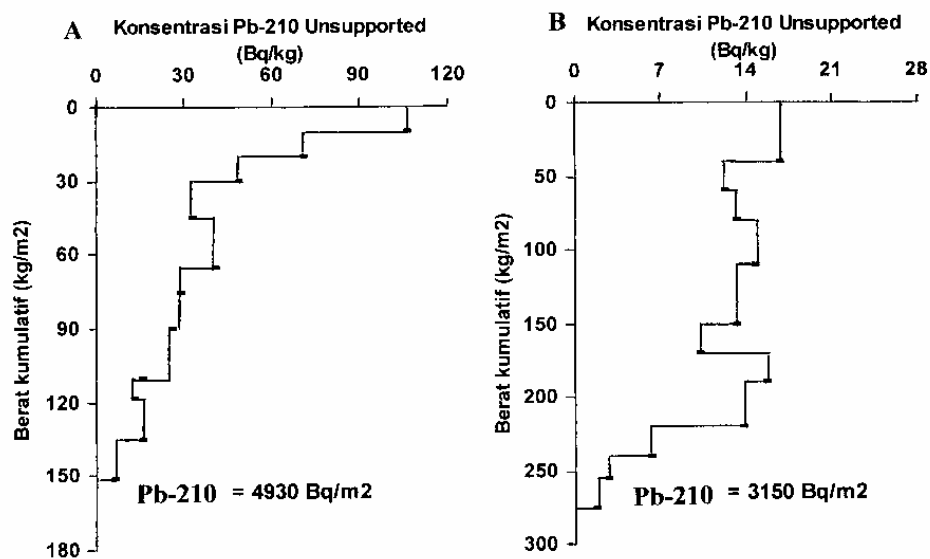
Isotop alam Pb-210 merupakan produk alam dari peluruhan radionuklida induk U-238 yang berasal dari peluruhan gas Rn-222. Ra-226 merupakan induk dari Rn-222 yang banyak terdapat pada tanah dan batuan. Pb-210 dalam tanah terbentuk secara langsung melalui peluruhan Ra-226 yang disebut dengan Pb-210 *supported*. Dalam perjalanannya, gas Rn-222 yang terdifusi melalui celah batuan dan butiran tanah akan berada di atmosfer yang kemudian meluruh menjadi Pb-210 dan jatuh bersama air hujan ke permukaan tanah, disebut dengan Pb-210 *unsupported*. [3]

Sama halnya dengan Cs-137, Pb-210 mempunyai afinitas yang kuat pada partikel-partikel sedimen dan telah digunakan secara luas untuk menentukan kronologi sedimen danau, pantai dan laut dalam skala waktu 100 hingga 150 tahun[4,5]. Dalam perkembangannya, kandungan Pb-210 dalam tanah telah digunakan sebagai perunut untuk studi erosi. Dengan model kesetimbangan masa yaitu input Pb-210 *unsupported fallout* pada permukaan tanah kontinyu akan digunakan untuk estimasi redistribusi Pb-210 fallout dalam profil tanah stabil dan tanah olah. Makalah ini merupakan kajian tentang laju erosi tanah pada lokasi daerah tangkapan sungai (DAS) Moorlake – Devon – Inggris melalui pemanfaatan isotop alam Pb-210.

DISTRIBUSI KEDALAMAN Pb-210 FALLOUT DALAM TANAH

Sebagai studi kasus, disajikan data hasil penelitian yang dilakukan oleh Walling dkk pada daerah tangkapan sungai (DAS) Moorlake – Inggris [6]. Distribusi kedalaman Pb-210

Unsupported dari dua sampel *coring* yang terdiri dari kumpulan sampel pada daerah stabil (*undisturbed area*) seperti padang rumput yang permanen dan kumpulan sampel tanah olah (*cultivated field*) ditunjukkan pada Gambar 1. Konsentrasi Pb-210 *unsupported* pada setiap profil kedalaman menunjukkan bahwa distribusi Pb-210 *fallout* lebih dalam secara signifikan dari pada distribusi awal yang pernah dilakukan sebelumnya [7]. Kondisi ini merefleksikan bahwa telah terjadi redistribusi Pb-210 pada kedua lokasi. Perbedaan yang signifikan terdapat antara dua sampel *coring* dalam bentuk profil. Konsentrasi Pb-210 *fallout* terbesar pada sampel tanah stabil terjadi pada tanah permukaan dengan nilai 104 Bq/kg dan berkurang secara eksponensial terhadap kedalaman (Gambar 1.A). Konsentrasi Pb-210 *unsupported* sampel tanah stabil diperoleh hingga kedalaman 18 cm atau dengan berat kumulatif sebesar 151 kg/m² dan Pb-210 *unsupported inventory* total adalah 4930 Bq/m². Nilai rata-rata *densitas bulk* sampel tanah stabil adalah 720 kg/m³ dan secara relatif dipengaruhi oleh kandungan senyawa organik yang tinggi. He dan Walling (1997)[7] telah mencoba untuk memodelkan distribusi kedalaman Pb-210 *fallout* pada tanah stabil menggunakan fungsi migrasi dan difusi untuk mewakili redistribusi pasca deposisi dalam profil tanah yang diakibatkan oleh proses fisika, psikokimia dan biotik. Dari penelitian yang telah dilakukan diketahui bahwa konsentrasi Pb-210 *Unsupported* akan berkurang secara eksponensial terhadap kedalaman.



Gambar.1. Profil Pb-210 tanah stabil (A) dan tanah olah (B)

Terdapat suatu kontras konsentrasi Pb-210 *unsupported* pada tanah stabil, dimana konsentrasi Pb-210 pada tanah olah relatif seragam sebagai hasil dari pencampuran lapisan tanah cangkul yang disebabkan oleh proses pengcangkulan secara terus menerus. Kondisi ini jelas ditunjukkan oleh distribusi kedalaman Pb-210 *fallout* untuk sampel yang berasal dari tanah olah dan tanah stabil seperti terlihat pada Tabel 1,2. dan gambar.1[6].

Tabel 1. Data pengukuran sampel lokasi tanah stabil.

No.	Berat Kumulatif (Kg/m ²)	Konsentrasi Pb-210 Unsupported (Bq/kg)
1.	10	105
2.	20	70
3.	30	48
4.	45	32
5.	65	40
6.	75	28
7.	90	23
8.	110	15
9.	118	12
10.	135	15
11.	151	5

Tabel 2. Data pengukuran sampel lokasi tanah olah.

No.	Berat Kumulatif (Kg/m ²)	Konsentrasi Pb-210 Unsupported (Bq/kg)
1.	40	16.5
2.	60	12
3.	80	13
4.	110	14.5
5.	146	13
6.	170	10
7.	190	15.5
8.	220	13.5
9.	240	6
10.	255	2.5
11.	275	1.5

Gambar.1. Profil Pb-210 tanah stabil (A) dan tanah olah (B)

Konsentrasi Pb-210 *unsupported* paling banyak berada pada kedalaman hingga 20 cm (220 kg/m²) dan total Pb-210 *unsupported inventory* adalah 3150 Bq/m². Rata-rata kedalaman tanah cangkul sekitar 20 cm dan rata-rata konsentrasi Pb-210 *unsupported* pada lapisan tanah cangkul adalah 14 Bq/m². Tanah olah relatif padat dan lebih tinggi dibandingkan dengan tanah stabil dengan rata-rata densitas *bulk* sebesar 1070 kg/m³. Konsentrasi total Pb-210 *unsupported inventory* secara signifikan lebih rendah jika dihubungkan dengan tanah stabil. Hal ini menunjukkan bahwa kehilangan Pb-210 *unsupported* telah terjadi dari lokasi tanah olah sebagai akibat tanah yang tererosi .

MODEL KESEIMBANGAN MASA UNTUK ESTIMASI LAJU EROSI TANAH PADA TANAH OLAH

Untuk mengestimasi laju redistribusi tanah pada tanah olah melalui pengukuran Pb-210 *unsupported* dapat digunakan pendekatan model keseimbangan masa, karena input *fallout* Pb-210 *unsupported* pada permukaan tanah pada hakekatnya adalah kontinyu. Daerah yang mengalami erosi dan deposisi pada tanah olah sifatnya sangat individu. Sifat fisik tanah termasuk kandungan radionuklida pada lapisan tanah cangkul umumnya relatif sama dan akan berbeda dengan lapisan bawah pada kedalaman tanah cangkul (Gambar.1B).

Dalam hal profil tanah yang mengalami erosi, pengolahan dan erosi akan merupakan/menggambarkan suatu proses pengendalian dari redistribusi Pb-210 *fallout* dalam profil tanah dan penambahan Pb-210 *unsupported* akan terbatas pada lapisan tanah olah. Perubahan aktifitas dari pertambahan aktifitas Pb-210 *unsupported* dalam lapisan tanah cangkul akan terkait dengan proses deposisi selanjutnya karena radionuklida dari atmosfer akan hilang sebagai hasil dari peluruhan radioaktif dan erosi, dan total *inventory* Pb-210 *unsupported* akan lebih kecil dari pada *reference site*, ($A_t < A_{ref}$ (Bq/m²)). Hal ini bertentangan dengan profil tanah dari lokasi yang mengalami proses deposisi dimana Pb-210 *unsupported* akan ditemukan pada tanah di bawah kedalaman tanah cangkul karena penimbunan sedimen yang mengandung Pb-210 *fallout* yang tererosi dari *upslope* dan total *inventory* Pb-210 *unsupported* akan lebih besar dari *reference site* ($A_t > A_{ref}$).

DAERAH TANAH TEREROSI

Untuk lokasi tanah yang mengalami erosi, perubahan aktifitas Pb-210 *unsupported* A(t) per satuan luas terhadap waktu dapat dinyatakan sebagai berikut :

$$\frac{dA(t)}{dt} = (1 - \Gamma) I(t) - \left(\lambda + P \frac{R}{D} \right) A(t) \dots \dots \dots (1)$$

dimana :

- λ = konstanta peluruhan Pb-210 (th) = $0,693/t_{1/2} = 0,031$
- I (t) = fluks deposit tahunan Pb-210 (Bq/m²/th)
- Γ = perbandingan deposit Pb-210 *fallout* yang tererosi sebelum tercampur kedalam lapisan tanah olah

P = faktor koreksi butiran partikel yang didefinisikan sebagai rasio konsentrasi Pb-210 dari sedimen yang bergerak terhadap tanah asli

R = laju erosi (kg/m²/th)

D = kedalaman masa kumulatif dari rata-rata kedalaman tanah olah (kg/m²)

Bentuk pertama pada ruas kanan dari persamaan (1) mewakili Pb-210 *fallout* yang terdeposit dan bentuk kedua mewakili kehilangan yang disebabkan oleh peluruhan radioaktif dan erosi tanah. Faktor koreksi (P) pada persamaan (1) sangat penting karena Pb-210 *fallout* berkaitan kuat dengan partikel tanah halus dan kemampuan ukuran partikel dalam proses erosi. Nilai P merefleksikan komposisi butiran partikel dari sedimen yang bergerak dan tanah asli. Karena komposisi butiran partikel dari sedimen bergerak biasanya adalah butiran halus yang relatif terhadap tanah asli maka nilai P umumnya lebih besar dari 1 (He dan Walling, 1996a)[8]. Untuk mengestimasi nilai P diperlukan informasi mengenai komposisi butiran partikel dari sedimen bergerak dan tanah asli.

Pb-210 di atmosfer akan jatuh bersama dengan air hujan dan mula-mula akan terdistribusi dalam lapisan dangkal pada permukaan tanah. Hasil yang diperoleh dari eksperimen menunjukkan bahwa konsentrasi Pb-210 unsupported yang terkandung dalam lapisan tanah atas (*top soil*) sebelum terjadi pengolahan akan berkurang secara cepat terhadap kedalaman masa kumulatif. Jika terjadi erosi, sedimen yang bergerak dari permukaan tanah akan mengandung Pb-210 fallout yang lebih tinggi dari pada sedimen yang muncul dari profil tanah yang lebih rendah. Menurut He dan Walling (1997)[9], distribusi mula-mula Pb-210 *fallout* dikaitkan dengan curah hujan dapat didekati dengan :

$$C_i(x,t) = \frac{I(t)\Delta t}{H} e^{-x/H} \dots\dots\dots(2)$$

Dimana : C_i (x,t) (Bq/kg) adalah konsentrasi radionuklida pada kedalaman masa kumulatif x (kg/m²) dari permukaan tanah, kemudian Δt = 1 (th) dan H (kg/m²) merupakan kedalaman masa relaksasi dari distribusi mula-mula fallout Pb-210 dalam profil tanah yang dapat ditentukan secara eksperimen (He dan Walling, 1997)[9]. Konstanta H juga menggambarkan penetrasi kedalaman Pb-210 dalam tanah. Nilai H tinggi akan merefleksikan penetrasi radionuklida dalam tanah yang lebih dalam. Untuk lokasi yang mengalami erosi dan jika laju erosi diketahui, maka persamaan (2) dapat digunakan untuk

estimasi perbandingan Pb-210 fallout (Γ) yang terdeposisi mula-mula dan bergerak akibat erosi. Jika diasumsikan terjadi erosi maka Γ dapat diestimasi menggunakan persamaan :

$$\Gamma = P\gamma (1 - e^{-R/H}) \dots\dots\dots(3)$$

dimana γ adalah perbandingan Pb-210 fallout tahunan yang mudah berubah karena erosi sebelum menyatu ke dalam profil tanah melalui pencangkulan. Pada persamaan (3) menunjukkan bahwa kedalaman masa relaksasi H merupakan faktor penting yang mempengaruhi pergerakan deposisi Pb-210 fallout dari suatu lokasi. Untuk laju erosi konstan, nilai H akan lebih kecil, sehingga nilai Γ akan lebih besar. Parameter γ akan tergantung pada waktu pengolahan dan curah hujan lokal. Dalam situasi dimana intensitas curah hujan tinggi terjadi dalam satu periode dan dapat menggerakkan permukaan tanah yang kemudian terjadi erosi dan terjadi secara singkat sebelum periode pengolahan, Pb-210 unsupported yang sudah terakumulasi pada permukaan tanah akan sama dengan input Pb-210 fallout yang secara langsung berkaitan dengan curah hujan akan mudah bergerak akibat erosi , sehingga nilai γ dapat dianggap 1. Dalam hal dimana periode curah hujan dengan intensitas tinggi terjadi terus menerus setelah pengolahan dilakukan, Pb-210 yang terakumulasi pada permukaan tanah sebelum periode hujan akan menyatu kedalam lapisan tanah olah dan hanya Pb-210 fallout yang secara langsung berkaitan dengan curah tersebut akan mudah bergerak akibat erosi. Nilai γ dapat didekati melalui rasio kedalaman curah hujan terhadap total curah hujan tahunan. Dengan substitusi persamaan (3) ke dalam persamaan (1) maka didapat persamaan sebagai berikut:

$$A(t) = A(t_0)e^{-\int_{t_0}^t (PR/D + \lambda)dt'} + \int_{t_0}^t (1 - P\gamma (1 - e^{-R/H})) I (t') e^{-(PR/D + \lambda)(t-t')} dt' \dots\dots(4)$$

dimana : t_0 (th) adalah tahun saat pengolahan dimulai dan $A(t_0) = A_{ref}$ adalah Pb-210 *inventory fallout* pada t_0 . Pada persamaan (3) diasumsikan bahwa tidak terjadi erosi sebelum t_0 . Dengan asumsi bahwa laju erosi R dan fluks deposisi I adalah konstan terhadap waktu, maka $A_{ref} = I / \lambda$., Dengan demikian Pb-210 *fallout inventory* untuk profil tanah $A(t)$ (bq/m²) dapat ditulis sebagai berikut :

$$A(t) = \frac{I}{\lambda} e^{-(PR/D + \lambda)(t-t_0)} + \frac{I (1 - \Gamma)}{PR / D + \lambda} [1 - e^{-(PR/D + \lambda)(t-t_0)}] \dots\dots\dots(5)$$

Fluks deposisi Pb-210 fallout I dapat diestimasi dari Pb-210 *inventory* stabil yaitu tanah *reference site* A_{ref} dan konstanta peluruhan λ . Rata-rata laju erosi tahunan R dapat diestimasi dari persamaan (4) apabila fluks deposisi I, kedalaman tanah olah D dan kedalaman masa relaksasi H diketahui. Dalam situasi dimana pengolahan telah ada sejak 100 tahun yang lalu (yaitu $t - t_0 > 100$) maka dapat diasumsikan dalam kondisi stabil (*steady state*) dan persamaan (4) dapat disederhanakan sebagai berikut :

$$A = \frac{I (1 - \Gamma)}{PR/D + \lambda} \dots\dots\dots(6)$$

Jika kemudian diasumsikan bahwa $R \ll H$, kemudian $\Gamma \approx \gamma PR / H$ di substitusi ke dalam persamaan (5) , maka laju erosi R dapat diestimasi dari persamaan berikut :

$$R = \frac{I - \lambda A}{AH + \gamma ID} \frac{DH}{P} \dots\dots\dots(7)$$

KESIMPULAN

1. Pb-210 sangat kuat diikat dan diserap oleh butiran tanah halus (*clay*) sehingga sangat efektif digunakan sebagai *tracer* untuk studi redistribusi tanah.
2. Dari contoh data yang disajikan memperlihatkan bahwa pola distribusi Pb-210 terhadap kedalaman pada tanah stabil mengikuti bentuk eksponensial karena pengaruh waktu paro, sedangkan pada tanah olah pola distribusi Pb-210 relatif datar yang disebabkan oleh proses pencampuran melalui pencangkulan.
3. *Input* Pb-210 jatuhan pada permukaan tanah pada hakekatnya kontinyu, sehingga estimasi laju erosi dilakukan melalui pendekatan model keseimbangan masa
4. Aplikasi Pb-210 cukup potensial diaplikasikan dalam studi erosi sebagai pengganti isotop alam Cs-137 yang terbatas penggunaannya

DAFTAR PUSTAKA

1. RITCHIE J.C., McHENRY J.R. Application of radioactive fallout cesium-137 for measuring soil erosion and sediment accumulation rates and pattern : a review. *J. Environ. Qual.* 1990;19:215-233.
2. ENNOCK D.J., LEMMON D.S., DE JONG E. Cesium-137 measured erosion rates for five parent material groups in southwestern Saskatchewan. *Can.J.Soil Sci.* 1995;75: 205-210.
3. APPLEBY P.G., OLFIELD F. The calculation of lead – 210 dates assuming a constant rate of supply of unsupported ^{210}Pb to the sediment. *Catena* 1978;5:1-8.
4. VAN HOOFF P.L., Andrean A.W. Partitioning and transport of ^{210}Pb in Lake Michigan *J. Great Lakes Res.* 1989; 15 : 498-509
5. HE Q., WALLING D.E. The distribution of fallout ^{210}Pb to investigate longer-term rates and patterns of overbank sediment deposition on the floodplains of lowland rivers *Earth Surf. Processes Landforms* 1996; 21: 141-154.
6. WALLING, D.E and Q.HE. Using fallout lead-210 measurements to estimate soil erosion on cultivated land. *Soil Sci.Soc,AM.J.*, 1999, Vol 63 : 1404-1412.
7. HE, Q., and P.O. OWENS, 1995. Determination of suspended sediment provenance using Cs-137, unsupported lead -210 and radium-226: Numerical mixing approach. P.207-228. In I.D.L Foster et al. (Ed). *Sediment and water quality in river catchments.* Wiley, Chichester, UK.
8. HE, Q., and D.E. WALLING. 1996a. Interpreting particle size effects in the adsorption of ^{137}Cs and unsupported ^{210}Pb by mineral soils and sediments. *J. Environ. Radioact.* 30 : 117-137.
9. HE, Q., and D.E. WALLING . 1997. The distribution of fallout ^{137}Cs and ^{210}Pb in undisturb and cultivated soils. *Appl. Radiat. Isot.* 48 : 677-690.

**STUDI PERGERAKAN AIR TANAH DENGAN TEKNIK SUMUR TUNGGAL
MENGUNAKAN RADIOISOTOP ^{131}I DI DAERAH TPA
BANTAR GEBANG-BEKASI PADA MUSIM HUJAN**

Darman dan Neneng Laksminingpuri
PATIR - BATAN

ABSTRAK

STUDI PERGERAKAN AIR TANAH DENGAN TEKNIK SUMUR TUNGGAL MENGGUNAKAN RADIOISOTOP ^{131}I DI DAERAH TPA BANTAR GEBANG-BEKASI PADA MUSIM HUJAN. Telah dilakukan penelitian arah pergerakan air tanah dengan teknik sumur tunggal menggunakan radioisotop ^{131}I di daerah Tempat Pembuangan Akhir (TPA) Bantar Gebang Bekasi. Sebelum isotop diinjeksikan ke sumur bor, dilakukan pengukuran latar belakang di setiap sumur bor menggunakan detektor, *rate meter* dan *scaler*. Pengamatan arah rembesan radioisotop ^{131}I dilakukan di tiga sumur bor yaitu desa Sumur Batu, desa Cikiwul dan desa Ciketing Udik. Pengamatan dilakukan pada air sumur bor setelah isotop ^{131}I dalam bentuk senyawa NaI diinjeksikan. Hasil menunjukkan bahwa gerakan isotop pada sumur bor di desa Cikiwul lebih dominan bergerak ke arah Tenggara, sedangkan di desa Sumur Batu bergerak ke barat laut dan di desa Ciketing Udik bergerak ke arah barat daya.

ABSTRACT

STUDY OF GROUNDWATER MOVEMENT BY SINGLE WELL TECHNIQUE USING RADIOISOTOPE ^{131}I IN BANTAR GEBANG BEKASI LANDFILL IN RAIN SEASON. A research about groundwater movement by single well technique using radioisotope ^{131}I in Bantar Gebang Bekasi landfill has been done. The measurement of iodine background should be conducted before injection of this radioisotope to bore well. Iodine counting used some tools such as detector, rate meter and scaler. The radioisotope leakage took place at 3 well : Sumur Batu, Cikiwul and Ciketing Udik. The radioisotope ^{131}I , in the form of Na I was injected at bore well after 24 hours. The result showed that radioisotope movement at Cikiwul was predominantly move to south east, meanwhile the movement at Sumur Batu was predominantly move to north west and at Ciketing Udik was predominantly move to south west.

PENDAHULUAN.

Perkembangan kota akan meningkatkan kebutuhan air bersih yang sesuai dengan kenaikan penduduk kota tersebut, bersamaan dengan itu juga terjadi peningkatan pencemaran air tanah terutama air tanah dangkal yang diakibatkan oleh aktivitas manusia. Daerah Bekasi, Tangerang dan Bogor pada kurun waktu 20 tahun terakhir terjadi perkembangan yang sangat pesat yang tentunya akan diikuti dengan peningkatan kebutuhan air untuk masyarakat, yang diambil langsung dari dalam tanah baik

menggunakan pompa berkapasitas kecil maupun dengan pompa yang berkapasitas besar. Dengan demikian sistem air tanah dapat tercemar yang diakibatkan Bergeraknya air permukaan ke sistem air tanah. Salah satu masalah yang tidak dapat dihindari adalah gerakan air dari Tempat Pembuangan Sampah Akhir (TPA), atau sampah kota ke dalam sistem air tanah di sekitarnya yang kemungkinan mengandung zat pencemar berbahaya (polutan) bagi kesehatan dan makhluk hidup lainnya. Permasalahan tercemarnya air tanah dangkal oleh zat pencemar dari lokasi pembuangan sampah sering terjadi terutama oleh bahan-bahan organik berbahaya yang tertimbun di tempat pembuangan sampah. Hal ini akan mempengaruhi kesehatan masyarakat di sekitarnya, dimana mereka mengambil air tanah dangkal untuk keperluan sehari-hari.

Analisis keselamatan tempat pembuangan sampah dari sudut geohidrologi dipengaruhi oleh dinamika air tanah dangkal yang diantaranya meliputi arah gerakan air tanah. Penelitian arah gerakan air tanah dari lokasi pembuangan sampah kota dalam sistem air tanah dangkal dilakukan dengan teknik hidroisotop yang selanjutnya digunakan untuk membuat rekomendasi model penanggulangan pengelolaan tempat pembuangan sampah.

Teknik hidroisotop dapat digunakan untuk mempelajari dinamika gerakan air tanah dangkal, sehingga pergerakan air tanah dangkal pada tempat pembuangan sampah dapat diramalkan penyebaran pencemarnya dari lokasi tempat pembuangan sampah kedalam sistem air tanah. Hasil penelitian dan pengkajian ini diharapkan dapat mendukung kelestarian lingkungan dalam upaya menjaga dan melindungi masyarakat sekitarnya dari dampak penimbunan sampah atau limbah kota tersebut.

BAHAN DAN METODE.

Penelitian ini dilaksanakan dengan pendekatan metode hidroisotop yang akan memberikan data dan informasi yang saling melengkapi dengan Direktur Geologi dan Tata Lingkungan dan Dinas Kebersihan Jakarta.

Bahan yang digunakan pada penelitian ini adalah perunut radioisotop ^{131}I dalam senyawa Na I. Peralatan yang digunakan adalah 2 (dua) set seperangkat alat cacah radiasi yang terdiri dari detektor sintilasi, *rate meter*, *scaler counter* dan kabel panjang sebagai koneksitas dari detektor dengan *rate meter*, survey meter saphymo, kolimator Pb (seperti tertera di lampiran 2), tanda pengaman radiasi dan alat injeksi oleh PPR. Studi aliran pergerakan air tanah dengan menggunakan teknik perunut radioisotop dilakukan dengan beberapa tahapan antara lain ; Survey lapangan, pembuatan lubang bor di tiga lokasi (desa

Cikiwul, desa Sumur Batu dan desa Ciketing Udik), pemilihan jenis isotop, pengukuran latar, injeksi perunut radioisotop pada tiga lokasi, pengukuran cacahan aktivitas radioisotop dan penentuan arah gerakan air tanah.

Pembuatan lubang sumur bor pada tiga lokasi dengan kedalaman tertentu sampai keluar air, pada lubang bor diberi kising/paralon yang telah diberi lubang, supaya air yang berada di dalam paralon/kising dapat bergerak bebas mengikuti arah aliran air, kemudian paralon ditutup pada bagian atas supaya kotoran atau benda tidak masuk ke paralon. Pengukuran background, sebelum isotop diinjeksikan ke lubang sumur bor, pengukuran cacahan background/latar dilakukan pada ketiga sumur pengamatan, untuk mengetahui cacahan bersih radioisotop yang terkandung di setiap sumur pengamatan dan mengetahui sejauh mana pencemaran radioisotop pada lingkungan setelah penelitian dilakukan. Pemilihan isotop, jenis perunut radioisotop yang digunakan pada penelitian arah gerakan air tanah, telah disesuaikan dengan tujuan penelitian dan keselamatan lingkungan, dan pada penelitian arah gerakan air tanah ini digunakan isotop ^{131}I dalam bentuk senyawa Na I. Na I dapat bercampur dengan air secara homogen dan memiliki waktu paro 8,4 hari, relatif aman bagi kesehatan dan lingkungan.

Dengan teknik sumur tunggal dapat digunakan salah satunya untuk pengukuran arah aliran air tanah dengan menggunakan sebuah sumur bor sebagai tempat injeksi radioisotop dan sekaligus sebagai tempat pengamatan respon radio perunut. Injeksi perunut radioisotop pada 3 lokasi, radioisotop ^{131}I diinjeksikan pada masing-masing sumur pengamatan (tiga sumur) wilayah Sumur Batu 1 mCi, wilayah Cikiwul 1,5 mCi dan wilayah Ciketing Udik 1 mCi. Pengukuran cacahan aktivitas radioisotop, pengukuran arah aliran air tanah dilakukan setelah mengendap atau tercampur kira-kira 24 jam dan diharapkan sudah homogen, kemudian dilakukan pencacahan dengan detektor sintilasi yang dilengkapi kolimator serta dihubungkan dengan *rate meter* dan *scaler counter*. Dengan cara memasukkan detektor yang dilengkapi kolimator Pb kedalam masing-masing sumur pengamatan hingga detektor terendam air kira-kira 2 meter dari permukaan air sumur, stang atau tangkai pengendali yang dihubungkan dengan kolimator Pb diputar setiap 45 derajat, dan detektor harus kedap air. Pencacahan dilakukan pada pergerakan atau perputaran 45 derajat masing-masing sepuluh kali pencatatan per 1 menit (timur, tenggara, selatan, barat daya, barat, barat laut, utara, timur laut).

Pengukuran konsentrasi perunut radioisotop dalam satuan cacahan per menit pada setiap interval sudut 45 derajat hingga membentuk lingkaran pada setiap sumur pengamatan, seperti tabel terlampir.

HASIL DAN PEMBAHASAN.

Ketiga lokasi sumur pengamatan (desa Ciketing, desa Sumur Batu dan desa Cikiwul) memperlihatkan bahwa pergerakan air tanah dangkal di sekitar tempat pembuangan sampah pada musim hujan, berasal dari tempat pembuangan sampah atau sumur penduduk dan sumur perusahaan yang terdapat di sekitar tempat pembuangan sampah, akan tercampur dengan air sampah atau air lindi yang air tanahnya digunakan untuk kebutuhan masyarakat sehari-hari. Hal ini menyebabkan sumur-sumur penduduk dan perusahaan yang terdapat di sekeliling tempat pembuangan sampah tercampur dan tercemar oleh air lindi. Untuk meminimalkan lindi yang masuk ke sistem air tanah dangkal, pertama yang harus dilakukan adalah membangun sistem hidrologi tempat pembuangan sampah akhir dengan cara membuat sistem saluran drainasi, agar lindi tidak bergerak menuju kali yang akhirnya akan mengalir ke sistem air tanah dangkal.

Hasil rerata cacahan latar belakang di desa Sumur Batu adalah 26,3 count per detik (c/s), di desa Cikiwul adalah 28,1 (c/s) dan di desa Ciketing Udik adalah 26,8 (c/s). Pengukuran cacahan radioisotop pada masing-masing sumur pengamatan seperti tertera pada tabel 1s/d 9. Hasil cacahan total konsentrasi perunut radioisotop terus menurun, hal ini disebabkan pengaruh waktu paro radioisotop dan perubahan volume atau muka air pada masing-masing sumur pengamatan tersebut. Penentuan arah gerakan air tanah menurut data dan hasil pengamatan selama penelitian diperoleh hasil sebagai berikut:

1. Pada sumur pengamatan di desa Sumur Batu, perunut radioisotop dominan bergerak ke arah Barat Laut (BL)
2. Pada sumur pengamatan di desa Cikiwul, perunut radioisotop dominan bergerak ke arah Tenggara (TG).
3. Pada sumur pengamatan di desa Ciketing Udik, perunut radioisotop dominan bergerak ke arah Barat Daya (BD).

KESIMPULAN.

Berdasarkan hasil penelitian yang dilakukan dengan teknik hidroisotop dapat disimpulkan sebagai berikut :

1. Arah pergerakan dominan air tanah daerah Bekasi bergerak dari selatan menuju utara dan membelok ke barat daya (ke arah Jakarta)
2. Pergerakan air tanah dangkal daerah tempat pembuangan sampah Bantar Gebang sangat dipengaruhi oleh sistem hidrologi dan pengambilan air tanah oleh penduduk maupun perusahaan di sekitar daerah ini.

DAFTAR PUSTAKA.

1. Technical Report Series no.91 "Guidebook on Nuclear Techniques in Hydrology IAEA, Viena, 1983
2. SYAFALNI, SATRIO, INDROJONO dan DARMAN "Teknik radioperunut untuk mempelajari karakteristik air tanah dangkal di PPTA Ps. Jum'at APISORA-BATAN, 1997
3. BUREU OF RECLAMATION Design of small dam 'a water resources technical publication, Oxford & IBH Publishing 1974
4. SOSRODARSONO, S. dan KENSAKU TAKEDA, Bendung urugan PT. Paramita Jakarta, 1981.
5. GASPAR, E. dan M.ONESCU. Radioactive tracer for identifications of water infiltrations under a dam, Reviu de Physique, VIII, 3,297-307, 1963.

Tabel 1. Cacahan lokasi sumur desa Cikiwul.

Lokasi Sumur	Cacahan per 1 menit							
	Utara	T.Laut	Timur	T.gara	Selatan	B.Daya	Barat	B.Laut
DesaCikiwul	29,8	32,2	34,6	41,5	36,2	32,6	30,7	31,5
Tgl.12-2-05	30,6	34,4	32,1	38,1	35,6	33,2	32,5	32,4
	32,2	35,7	33,5	37,6	34,7	32,4	35,3	34,2
	33,1	32,7	32,6	40,0	32,5	33,5	33,1	30,4
	34,2	32,0	32,6	36,5	33,2	34,7	34,4	29,6
	35,7	33,3	31,9	40,2	30,8	33,9	35,3	31,2
	34,6	35,6	32,8	36,2	29,9	34,8	32,7	33,7
	31,2	34,7	33,1	37,4	32,7	35,6	33,6	34,1
	32,1	35,0	32,2	42,5	33,6	36,5	30,5	36,0
	33,0	36,1	34,5	37,6	34,8	33,23	36,1	33,2
Rata-rata	33,1	34,1	33,7	38,9	34,3	34,5	33,3	33,3

Tabel 2. Cacahan lokasi sumur desa Cikiwul

Lokasi Sumur	Cacahan per 1 menit							
	Utara	T.Laut	Timur	T.gara	Selatan	B.Daya	Barat	B.Laut
DesaCikiwul	32,6	33,4	35,6	39,2	34,4	32,6	30,2	31,4
Tgl.13-2-05	31,4	34,7	33,4	35,7	33,7	31,4	29,4	32,2
	33,2	32,6	32,5	39,9	35,1	35,7	31,6	33,1
	34,7	32,3	30,7	36,2	36,0	32,6	32,3	33,0
	35,6	33,5	29,8	37,2	31,7	33,2	33,2	34,1
	32,5	34,5	31,7	37,0	30,8	29,4	33,2	32,2
	33,4	35,8	34,6	40,1	37,2	34,3	34,1	31,2
	30,8	31,9	36,5	36,2	36,1	32,1	33,2	30,5
	29,7	30,8	35,6	35,9	35,2	33,0	32,7	29,4
	30,9	31,7	34,1	37,1	36,0	32,1	32,0	30,3
Rata-rata	32,4	33,1	34,2	38,6	35,2	33,0	32,5	32,3

Tabel 3. Cacahan lokasi sumur desa Cikiwul

Lokasi Sumur	Cacahan per 1 menit							
	Utara	T.Laut	Timur	T.gara	Selatan	B.Daya	Barat	B.Laut
DesaCikiwul	34,6	33,2	34,2	37,2	33,4	32,9	30,9	32,4
Tgl.14-2-05	33,2	32,4	33,3	33,5	32,5	33,7	31,3	33,2
	34,1	33,6	35,4	38,0	34,6	34,2	31,5	34,4
	35,0	34,7	37,4	36,9	35,8	33,3	32,6	30,6
	36,0	32,8	35,0	37,2	34,5	34,2	32,6	31,2
	31,7	30,9	34,9	40,1	33,4	32,1	33,2	33,3
	35,2	31,1	36,2	36,9	37,3	35,2	31,7	34,8
	34,3	29,8	37,1	33,7	36,1	31,6	31,4	33,5
	34,1	35,2	35,6	39,2	35,4	30,7	33,7	32,4
	34,3	32,6	34,2	33,1	35,7	32,8	33,4	33,2
Rata-rata	34,1	32,4	35,3	36,1	35,2	33,1	32,3	33,2

Tabel 4. Cacahan lokasi sumur desa Sumur Batu.

Lokasi Sumur	Cacahan per 1 menit							
	Utara	T.Laut	Timur	T.gara	Selatan	B.Daya	Barat	B.Laut
Desa Sumur	35,2	34,2	33,3	33,2	33,7	33,4	36,6	36,9
Batu	37,0	33,3	32,2	34,2	32,2	32,2	37,4	39,7
Tgl.12-2-05	36,1	32,4	31,6	32,4	30,0	33,3	37,7	40,6
	37,2	30,2	31,7	31,8	31,3	34,2	38,1	38,8
	37,2	31,4	30,5	30,7	30,5	35,1	40,3	37,9
	38,1	33,3	33,6	34,6	32,6	34,0	41,4	39,1
	40,2	34,6	34,1	32,8	33,6	31,7	36,6	42,3
	39,0	32,7	34,2	33,7	34,2	33,6	35,7	42,4
	40,3	31,8	35,3	32,6	33,1	37,7	40,6	43,6
	37,2	33,1	30,5	31,4	32,5	37,1	38,1	39,2
Rata-rata	38,1	33,3	33,2	33,3	33,1	34,2	38,2	40,0

Tabel 5. Cacahan lokasi sumur desa Sumur Batu

Lokasi sumur	Cacahan per 1 menit							
	Utara	T.Laut	Timur	T.gara	Selatan	B.Daya	Barat	B.Laut
Desa Sumur	33,2	33,3	33,5	34,4	33,2	31,4	34,5	35,4
Batu	33,3	34,4	33,4	33,9	34,1	32,5	33,2	34,7
Tgl.13-2-05	32,3	34,5	32,5	34,7	35,0	32,7	33,4	36,6
	36,4	33,6	30,3	35,1	34,2	33,2	34,3	38,9
	37,5	34,7	31,8	32,2	33,3	34,1	35,3	36,8
	35,4	35,6	33,7	33,3	33,7	32,7	35,2	36,8
	32,6	32,5	35,5	34,4	34,9	31,8	36,1	37,1
	33,7	30,8	33,2	33,2	31,3	33,6	33,4	39,7
	34,5	30,7	31,1	34,1	30,5	32,3	32,7	40,7
	32,4	31,3	32,7	31,5	29,5	33,4	35,0	37,8
Rata-rata	34,2	33,1	33,2	34,1	33,1	33,2	34,2	37,5

Tabel 6. Cacahan lokasi sumur desa Sumur Batu

Lokasi Sumur	Cacahan per 1 menit							
	Utara	T.Laut	Timur	T.gara	Selatan	B.Daya	Barat	B.Laut
Desa Sumur	33,5	32,6	33,6	32,5	33,3	35,3	37,5	34,7
Batu	34,7	33,7	34,2	34,4	32,3	34,1	32,2	33,9
Tgl.14-2-05	33,4	33,7	33,1	34,5	33,2	33,2	34,4	36,6
	32,2	34,9	32,2	35,7	33,1	36,4	35,7	37,5
	33,1	35,4	33,1	33,7	34,2	32,5	36,6	36,2
	32,3	35,1	33,4	32,1	30,9	31,7	35,7	37,7
	34,1	31,2	34,4	33,0	35,9	33,8	37,5	36,7
	35,2	30,2	35,5	34,3	32,7	34,9	35,4	38,6
	34,4	33,4	32,2	33,4	32,4	35,1	32,3	37,8
	33,4	32,3	31,7	32,6	31,1	33,2	31,2	38,3
Rata-rata	34,1	33,3	33,3	33,5	33,3	43,1	35,1	37,1

Tabel 7. Cacahan lokasi sumur Ciketing Udik

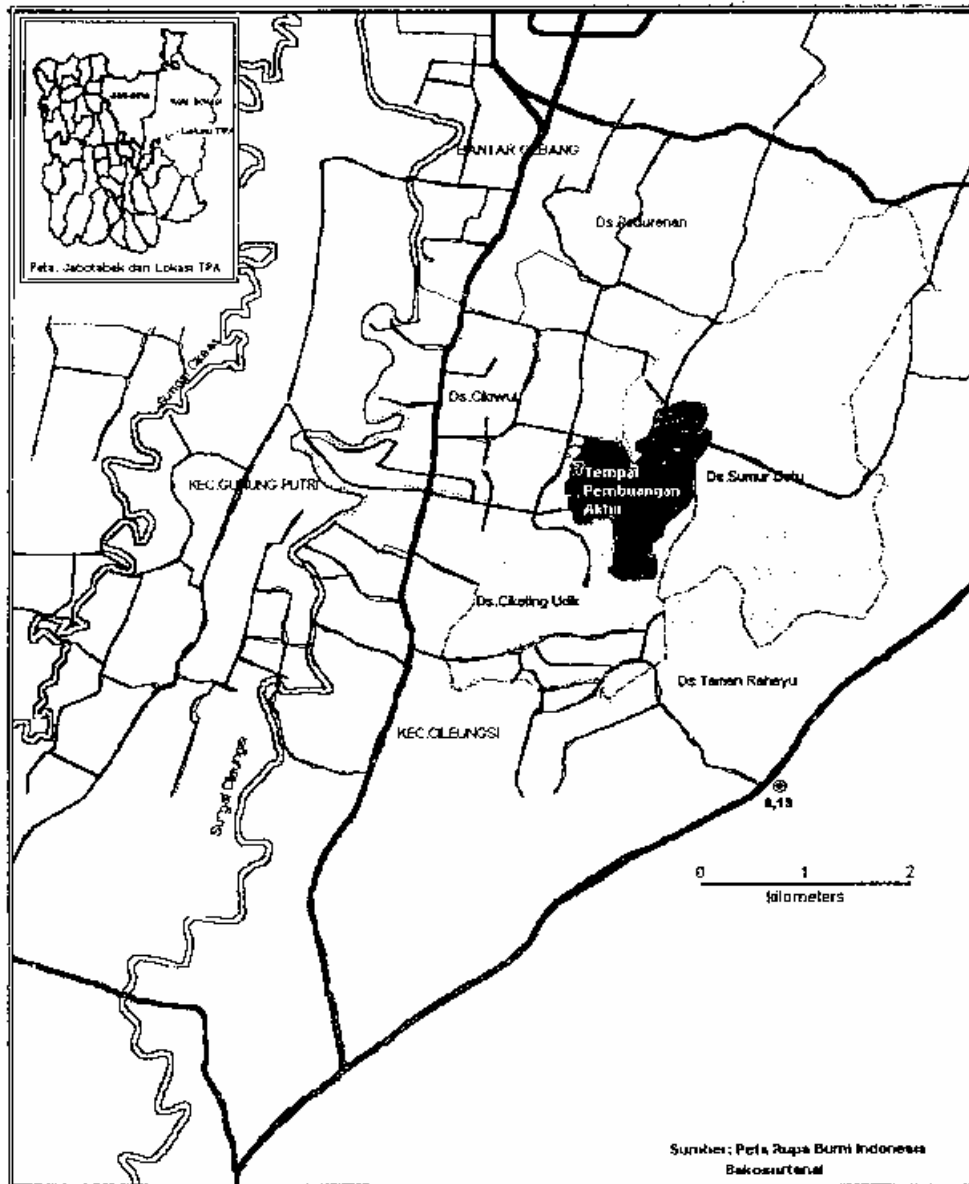
Lokasi Sumur	Cacahan per 1 menit							
	Utara	T.Laut	Timur	T.gara	Selatan	B.Daya	Barat	B.Laut
Ciketing Udik	34,4	33,2	34,2	36,0	36,9	38,6	36,4	32,6
Tgl.12-2-05	33,5	34,1	33,3	32,4	34,2	37,5	34,7	33,4
	31,5	35,4	34,2	33,2	34,1	39,4	33,8	34,3
	34,8	31,5	34,1	33,1	35,0	40,2	35,6	33,1
	41,9	32,3	33,5	32,6	36,0	39,1	36,5	32,5
	32,9	32,4	35,6	32,4	37,2	41,5	32,7	33,7
	33,6	33,3	31,6	34,2	33,4	42,7	33,5	34,4
	29,2	34,6	30,0	33,7	32,4	38,5	34,0	32,5
	30,5	33,7	30,8	31,8	31,6	37,3	31,8	30,7
	31,2	32,1	31,7	29,9	33,7	38,1	34,9	31,8
Rata-rata	33,4	33,3	33,0	33,1	34,4	39,4	35,0	33,0

Tabel 8. Cacahan lokasi sumur Ciketing Udik

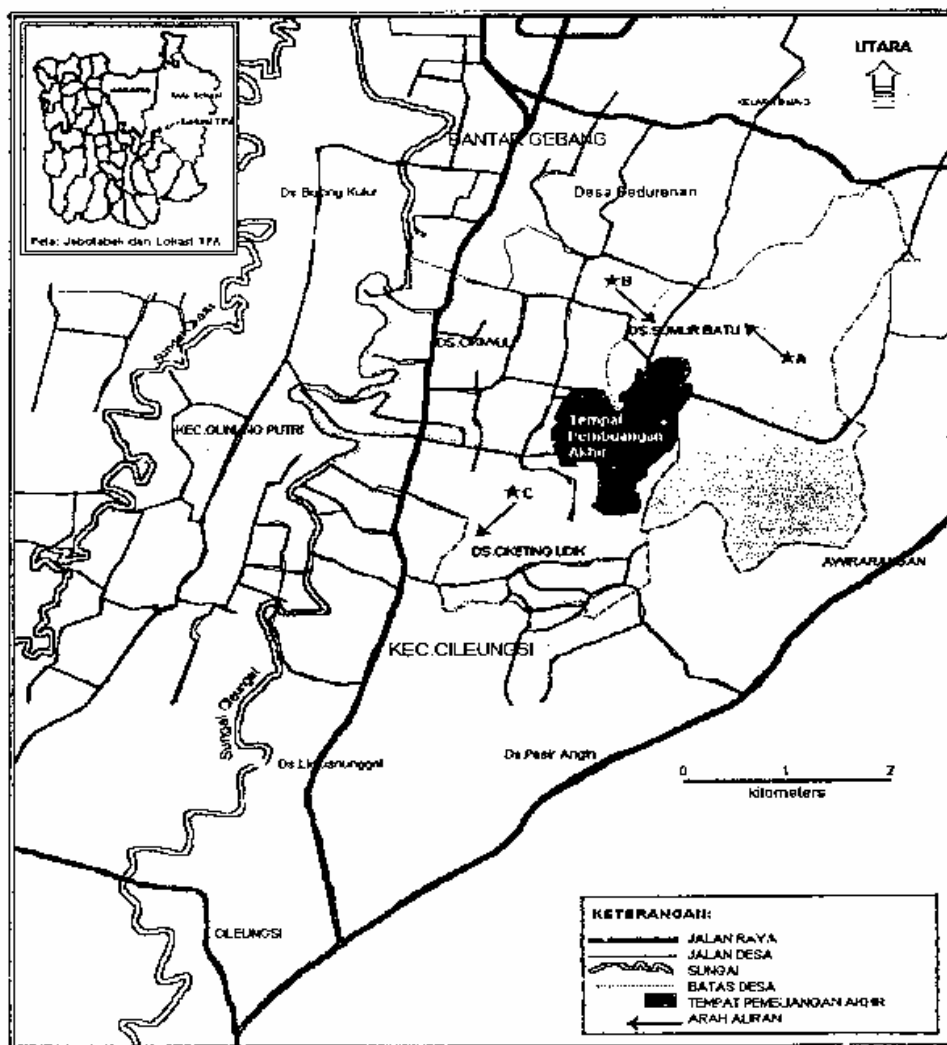
Lokasi Sumur	Cacahan per 1 menit							
	Utara	T.Laut	Timur	T.gara	Selatan	B.Daya	Barat	B.Laut
Ciketing Udik	31,1	31,1	34,5	32,5	33,5	35,5	33,4	34,4
Tgl.13-2-05	33,2	33,4	35,1	31,4	34,6	37,5	32,5	33,3
	34,6	32,5	36,3	32,3	35,7	36,4	35,5	35,5
	35,4	35,7	31,3	34,5	36,1	39,3	35,7	36,6
	36,0	31,6	30,7	35,4	37,3	39,2	33,9	31,9
	37,0	35,7	29,9	36,3	31,5	40,1	34,6	30,8
	31,4	36,1	30,8	33,2	33,4	38,3	33,3	34,7
	32,5	32,2	33,7	34,6	32,2	450,4	32,2	35,6
	33,7	33,4	32,4	33,1	33,3	39,7	34,1	32,3
	34,6	35,1	33,2	34,4	35,6	39,9	35,4	34,2
Rata-rata	34,0	34,0	30	34,3	34,7	39,0	34,1	34,3

Tabel 9. Cacahan lokasi sumur Ciketing Udik

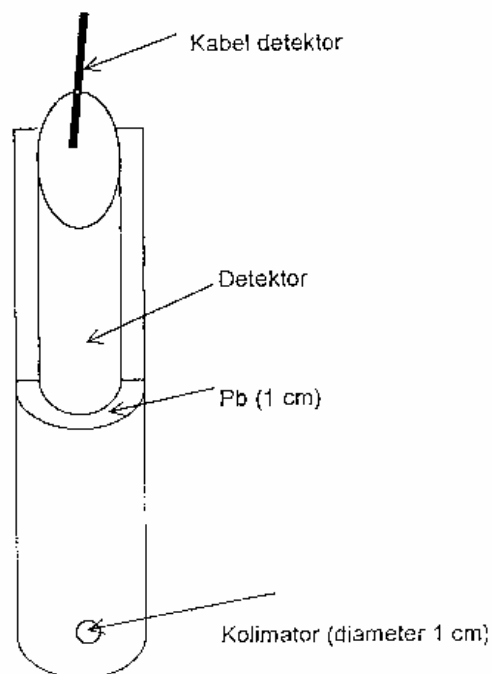
Lokasi Sumur	Cacahan per 1 menit							
	Utara	T.Laut	Timur	T.gara	Selatan	B.Daya	Barat	B.Laut
Ciketing Udik	29,6	29,3	33,1	33,3	36,9	37,8	33,6	35,4
Tgl.14-2-05	30,7	30,4	31,4	34,2	35,9	32,7	35,0	34,7
	33,6	31,4	40,7	32,3	33,6	35,0	34,6	33,9
	33,5	35,6	39,8	35,4	36,4	36,7	35,7	32,1
	33,1	34,7	37,9	30,9	34,3	37,4	36,2	31,1
	34,5	32,3	31,9	32,7	32,0	36,5	31,1	33,4
	35,2	32,4	33,7	31,7	31,5	37,1	30,4	35,3
	37,4	31,6	34,1	34,6	34,8	36,3	33,5	36,2
	33,1	31,7	35,0	36,5	35,7	37,5	34,8	33,1
	34,4	30,7	30,4	37,3	36,6	38,9	33,9	34,7
Rata-rata	33,4	32,0	35,0	34,1	35,0	37,0	34,3	34,1



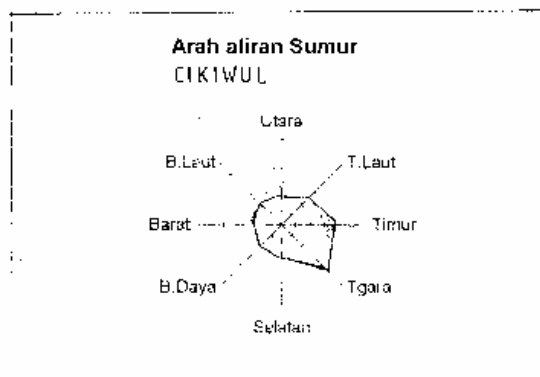
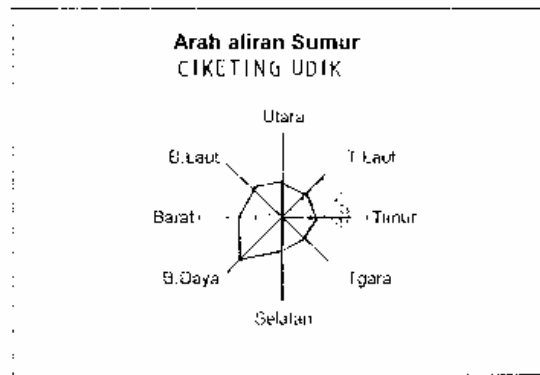
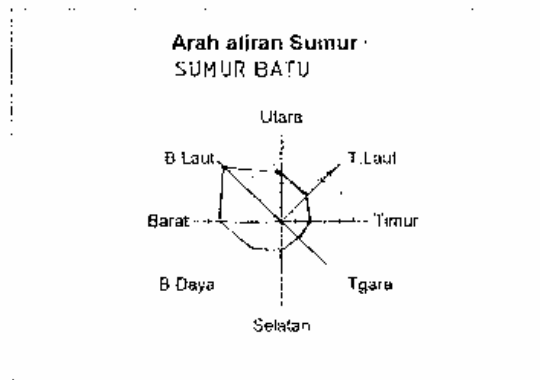
Lampiran 1a. Peta lokasi penelitian



Lampiran 1b. Arah gerakan air tanah dangkal pada musim penghujan.



Gamp 2 Alat penentuan arah aliran air tanah



Lamp.3,Gambar Arah Gerakan Airtanah

Tanya – Jawab :

1. Penanya : Tommy H (PATIR – BATAN)

Pertanyaan :

- a. Dari hasil yang anda lakukan apa tindak lanjutnya
- b. Mengapa isotop yang anda pakai adalah I-131, bukan isotop yang lain padahal ada beberapa isotop yang bisa dipakai?

Jawaban : Darman (PATIR – BATAN)

- a. Dari hasil ini berguna untuk memberi masukan kepada pihak pengelola TPA sebagai data atau bahan untuk menentukan model pembuatan penanggulangan kontaminasi bahan berbahaya yang larut dengan air tanah. Selain itu diharapkan dapat mendukung kelestarian lingkungan dalam upaya menjaga dan melindungi masyarakat sekitarnya dari dampak TPA tersebut.
- b. Karena energinya rendah yaitu 0,08 – 0,72, $T_{1/2} = 8,4$ hari, dibandingkan Br-892 energinya 0,55 – 1,35. Isotop I-131 sifatnya tidak menempel pada media yang dipakai, sehingga aman bagi pekerja dan lingkungan.

2. Penanya : Nuniek (PATIR – BATAN)

Pertanyaan :

Mengapa pergerakan air tanah daerah Bekasi bergerak dari selatan menuju utara?

Jawaban : Darman (PATIR – BATAN)

Hal ini dimungkinkan oleh sistem hidrologi daerah ini dan pengambilan air tanah oleh penduduk maupun perusahaan.

**PENENTUAN KONSENTRASI ^{228}Th , ^{226}Ra , ^{228}Ra DAN ^{40}K
DALAM SAMPEL NORM PADA INDUSTRI
MINYAK DAN GAS ALAM DI INDONESIA**

Wahyudi dan Muji Wiyono
PTKMR - BATAN

ABSTRAK

PENENTUAN KONSENTRASI ^{228}Th , ^{226}Ra , ^{228}Ra DAN ^{40}K DALAM SAMPEL NORM PADA INDUSTRI MINYAK DAN GAS ALAM DI INDONESIA. Telah dilakukan penentuan konsentrasi ^{228}Th , ^{226}Ra , ^{228}Ra dan ^{40}K dalam sampel NORM pada salah satu industri minyak dan gas alam di Indonesia. Sampel berupa padatan dikumpulkan dari beberapa lokasi pada salah satu industri minyak dan gas alam tersebut. Di laboratorium sampel di preparasi dengan dikeringkan dalam oven pada suhu 105°C selama 24 jam, kemudian diayak menggunakan ayakan 8 mesh. Sampel ditempatkan dalam *Marinelli* 1 liter, di lem dan ditunggu sampai terjadi kesetimbangan radioaktif antara thorium dan radium dengan anak luruhnya yang memancarkan radiasi gamma kemudian diukur menggunakan spektrometer gamma yang dilengkapi dengan detektor HPGe. Hasil analisis memperlihatkan konsentrasi ^{228}Th , ^{226}Ra , ^{228}Ra dan ^{40}K berturut-turut adalah $(62,12 \pm 1,41 \text{ s/d } 5185,94 \pm 12,95) \text{ Bq/kg}$, $(37,93 \pm 1,62 \text{ s/d } 2754,77 \pm 13,39) \text{ Bq/kg}$, $(20,28 \pm 0,38 \text{ s/d } 7290,97 \pm 32,81) \text{ Bq/kg}$ dan $(9,35 \pm 1,51 \text{ s/d } 603,24 \pm 19,59) \text{ Bq/kg}$.

ABSTRACT

CONCENTRATION DETERMINATION OF ^{228}Th , ^{226}Ra , ^{228}Ra AND ^{40}K IN NORM SAMPLES OF OIL AND NATURAL GAS INDUSTRY IN INDONESIA. Concentration measurement of ^{228}Th , ^{226}Ra , ^{228}Ra and ^{40}K in NORM samples at one of Indonesia oil and natural gas industry has been carried out. The solid samples took from one of the oil and natural gas industry locations. The samples prepared in laboratory and dried in oven at 105°C for 24 hours and sift by using 8 mesh sieves. The samples transferred to *Marinelli* 1 liter, sealed and wait for radioactivity equilibrium for thorium and radium with progenies the gamma radiation exposure and measured by using gamma spectrometer with HPGe detector. The result of analyses showed the concentration of ^{228}Th , ^{226}Ra , ^{228}Ra and ^{40}K were $(62.12 \pm 1.41 \text{ to } 5185.94 \pm 12.95) \text{ Bq/kg}$, $(37.93 \pm 1.62 \text{ to } 2754.77 \pm 13.39) \text{ Bq/kg}$, $(20.28 \pm 0.38 \text{ to } 7290.97 \pm 32.81) \text{ Bq/kg}$ and $(9.35 \pm 1.51 \text{ to } 603.24 \pm 19.59) \text{ Bq/kg}$.

PENDAHULUAN

Manusia dengan segala kegiatannya selalu dikelilingi oleh radiasi yang berasal dari alam maupun buatan apalagi di daerah tersebut terdapat kegiatan yang mengolah hasil tambang sehingga dapat meningkatkan radioaktivitas lingkungan [1]. Di Indonesia yang merupakan salah satu negara produsen minyak dan gas mempunyai industri tambang minyak dan gas alam yang melakukan kegiatan pengolahan hasil tambang. Kegiatan

pengolahan hasil tambang secara umum dapat meningkatkan radioaktivitas alam diantaranya dari deret uranium berupa ²²⁶Ra, dari deret thorium berupa ²²⁸Th dan ²²⁸Ra serta radionuklida pemancar gamma energi tinggi berupa ⁴⁰K. Keempat radionuklida tersebut merupakan hasil samping yang tidak diharapkan dalam kegiatan industri pengolahan hasil tambang, namun timbul akibat pengolahan hasil tambang sehingga sering disebut *Naturally Occurring Radioactive Material* (NORM).

Pemantauan tingkat radioaktivitas lingkungan perlu dilakukan untuk mengetahui tingkat konsentrasi radioaktivitas dan mengantisipasi secara dini bahaya yang ditimbulkan. Data hasil pengukuran merupakan acuan untuk daerah industri tambang minyak dan gas alam yang ada di Indonesia dan sebagai masukan bagi para pembuat kebijakan dan pertimbangan Bapeten dalam membuat peraturan tentang batasan konsentrasi NORM di lingkungan.

Makalah ini menjelaskan tentang pengukuran radionuklida alam dalam sampel NORM pada salah satu industri minyak dan gas alam di Indonesia. Analisis radionuklida ²²⁸Th, ²²⁶Ra, ²²⁸Ra dan ⁴⁰K dilakukan di Laboratorium Keselamatan, Kesehatan dan Lingkungan PTKMR Batan Jakarta.

DASAR TEORI

Untuk menganalisis cemaran radiasi pada sampel lingkungan biasanya digunakan sistem spektrometer gamma dengan detektor HPGe (germanium kemurnian tinggi). Untuk mendapatkan hasil pengujian yang akurat maka diperlukan prosedur yang baku, lingkungan yang terkontrol, peralatan yang stabil dan terkalibrasi, serta didukung oleh sumber daya manusia yang terampil. Kalibrasi efisiensi spektrometer gamma dilakukan dengan membandingkan respon sistem terhadap sumber standar yang telah diketahui aktivitasnya. Untuk melakukan kalibrasi efisiensi digunakan persamaan berikut [2,3] :

$$\epsilon_{\gamma} = \frac{(N_s / t_s - N_{BG} / t_{BG})}{A_i \cdot p_{\gamma}} \dots\dots\dots (1)$$

dengan :

- ϵ_{γ} : efisiensi pencacahan (%)
- N_s : cacah standar (cacah)
- N_{BG} : cacah latar (cacah)
- t_s : waktu cacah standar (detik)

- t_{BG} : waktu cacah latar (detik)
- A_t : aktivitas sumber standar pada saat pencacahan (Bq)
- p_γ : kelimpahan energi gamma (%)

Sampel padatan yang dianalisis mempunyai kerapatan yang berbeda dengan kerapatan sumber yang digunakan, oleh sebab itu untuk kerapatan sampel yang lebih besar dari kerapatan sumber standar perlu ada koreksi faktor serapan diri. Untuk menentukan koreksi faktor serapan diri digunakan persamaan sebagai berikut [4]:

$$F_k = \frac{\mu t}{1 - e^{-\mu t}} \dots\dots\dots (2)$$

$$\mu = \mu_m \rho \dots\dots\dots (3)$$

$$\mu_m = 1,287 E_\gamma^{-0,435} \dots\dots\dots (4)$$

dengan:

- F_k : faktor koreksi serapan diri
- μ : koefisien serapan linier (cm^{-1})
- t : tebal sampel (cm)
- μ_m : koefisien serapan massa pada energi gamma (cm^2/g)
- ρ : kerapatan sampel (g/cm^3)
- E_γ : energi gamma (keV)

Konsentrasi radionuklida ^{228}Th ditentukan dari anak luruhnya yang memancarkan radiasi gamma, yaitu ^{212}Pb pada puncak energi 238,63 keV dengan $p_\gamma = 43,5\%$; konsentrasi radionuklida ^{226}Ra ditentukan dari anak luruhnya yang memancarkan radiasi gamma, yaitu ^{214}Bi pada puncak energi 609,31 keV dengan $p_\gamma = 44,6\%$; konsentrasi radionuklida ^{228}Ra ditentukan dari anak luruhnya yang memancarkan radiasi gamma, yaitu ^{228}Ac pada puncak energi 911,07 keV dengan $p_\gamma = 26,6\%$ dan ^{40}K dapat ditentukan secara langsung pada energi 1460,81 keV dengan $p_\gamma = 10,67\%$ [4,5]. Untuk menghitung konsentrasi radionuklida yang terkandung dalam sampel (A_{Sp}) digunakan persamaan berikut [4,5] :

$$A_{Sp} = \frac{(N_{Sp} / t_{Sp} - N_{BG} / t_{BG}) \pm \sigma}{\epsilon_\gamma \cdot p_\gamma \cdot F_k \cdot w} \dots\dots\dots (5)$$

$$\sigma = \sqrt{\frac{N_{Sp}}{t_{Sp}^2} + \frac{N_{BG}}{t_{BG}^2}} \dots\dots\dots(6)$$

dengan :

- ϵ_γ : efisiensi pencacahan (%)
- N_{Sp} : cacah sampel (cacah)
- N_{BG} : cacah latar (cacah)
- t_{Sp} : waktu standar sampel (detik)
- t_{BG} : waktu cacah latar (detik)
- σ : standar deviasi
- F_k : faktor koreksi serapan diri
- p_γ : kelimpahan energi gamma (%)
- w : berat sampel (kg)

Kemampuan suatu alat untuk melakukan pengukuran berbeda-beda tergantung pada spesifikasi dan kinerja alat tersebut. Besarnya konsentrasi minimum yang dapat dideteksi (MDC, *Minimum Detectable Concentration*) untuk suatu sistem spektrometer gamma dipengaruhi oleh efisiensi pencacahan, cacah latar dan berat sampel. Untuk menghitung MDC dengan tingkat kepercayaan 95% ditentukan dengan persamaan berikut [3,4]:

$$MDC = 4,66 \cdot \frac{\sqrt{\frac{N_{BG}}{t_{BG}^2}}}{\epsilon_\gamma \cdot p_\gamma \cdot F_k \cdot w} \dots\dots\dots(7)$$

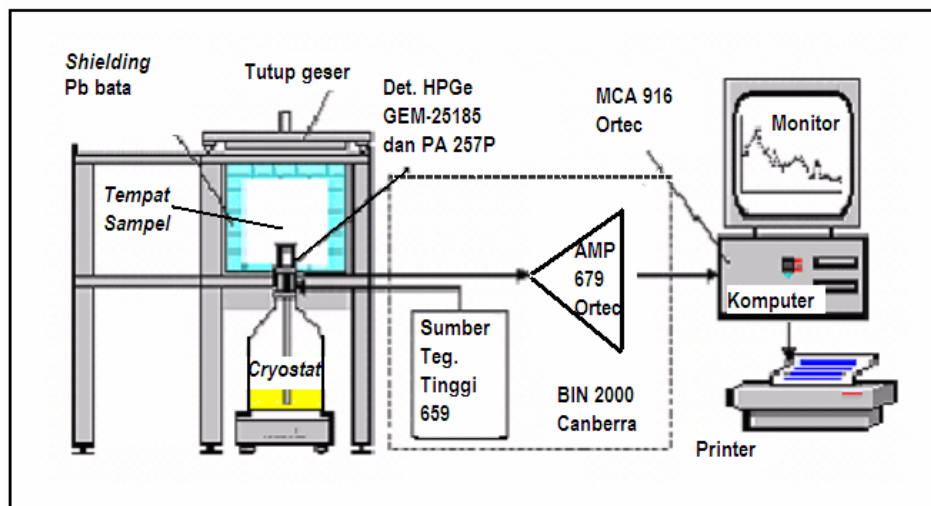
dengan:

- MDC : konsentrasi minimum terdeteksi (Bq/kg)
- N_B : laju cacah latar (cps)
- t_B : waktu cacah latar (detik)
- ϵ_γ : efisiensi pencacahan (%)
- p_γ : kelimpahan energi gamma (%)
- F_k : faktor koreksi serapan diri
- w : berat sampel (kg)

TATA KERJA

Peralatan

Peralatan yang digunakan untuk melakukan pengukuran radionuklida dalam sampel NORM ini adalah sistem pencacah spektrometer gamma dengan detektor HPGe buatan Ortec model GEM-25185 dengan efisiensi relatif 27%. Sistem tersebut terdiri dari detektor HPGe, *pre-amplifier* model 257P, *amplifier* model 679, sumber tegangan tinggi model 659, penganalisis salur ganda (MCA) 916, dan dioperasikan dengan perangkat lunak *Maestro for Windows 98* buatan Ortec, serta dilengkapi dengan sistem *shielding* Pb dengan dengan ketebalan 5cm dan dimensi 55 cm x 55 cm x 55 cm sebagai ruang sampel, yang secara skema diperlihatkan pada Gambar 1.



Gambar 1. Skema sistem spektrometer gamma dengan detektor HPGe

Bahan

Bahan berupa sampel NORM yang dikumpulkan dari 9 lokasi sampling yang berbeda pada salah satu perusahaan industri minyak dan gas alam di Indonesia dalam bentuk padatan. Sumber standar yang digunakan adalah ^{152}Eu dalam *Marinelli* buatan IPL (Isotope Products Laboratories), Amerika dan ^{137}Cs dalam *Marinelli* buatan Amersham. Untuk mengoreksi hasil pengukuran digunakan *Aquadest* yang ditempatkan dalam *Marinelli*.



Gambar 2. Sampel NORM yang telah ditempatkan dalam *Marinelli*.

Metodologi

Sampel padatan dipreparasi di laboratorium dengan cara dipanaskan pada suhu 105°C selama 24 jam, kemudian diayak dengan ayakan 8 *mesh*. Sampel ditempatkan dalam *Marinelli*, diberi nomor kode, di lem dan di diamankan sampai terjadi kesetimbangan radioaktif antara radium dan thorium dengan anak luruhnya yang memancarkan radiasi gamma selama 4 minggu. Sampel diukur dengan sistem spektrometer gamma dengan detektor HPGe yang telah dikalibrasi [3], sehingga konsentrasi radionuklida ^{228}Th , ^{226}Ra , ^{228}Ra dan ^{40}K dalam sampel langsung dapat.

HASIL DAN PEMBAHASAN

Konsentrasi radionuklida ^{228}Th dapat dianalisis pada puncak spektrum ^{212}Pb pada energi 238,63 keV dengan kelimpahan 43,50% dan ^{208}Tl pada puncak energi 583,19 keV dan 2614 keV dengan kelimpahan 30,7% dan 35,6%. Dipilihnya energi 238,63 keV karena mempunyai kelimpahan dan efisiensi paling besar sehingga dapat mengurangi kesalahan dalam perhitungan.

Dipilihnya puncak energi 609,63 keV pada analisis ^{226}Ra karena pada energi tersebut mempunyai kelimpahan paling besar yaitu 44,6%. Analisis ^{228}Ra dilakukan pada anak luruhnya berupa ^{228}Ac pada energi 911,07 keV dengan kelimpahan 26,6% dan ^{40}K dianalisis secara langsung pada energi 1460,81 keV dengan kelimpahan sebesar 10,67%. Data acuan tersebut disajikan pada Tabel 1.

Tabel 1. Data acuan ^{228}Th , ^{226}Ra , ^{228}Ra dan ^{40}K serta efisiensi pencacahan sampel yang ditempatkan dalam wadah Marinelli.

No.	Analisis	Radionuklida turunan	Energi gamma (keV)	Kelimpahan (%)	Efisiensi pencacahan (%)
1.	^{228}Th	^{212}Pb	238.63	43,5	2,239
		^{208}Tl	583,19	30,7	1,130
		^{208}Tl	2614,00	35,6	0,358
2.	^{226}Ra	^{212}Pb	351.92	35,1	1,663
		^{214}Bi	609.31	44,6	1,092
3.	^{228}Ra	^{228}Ac	911.07	26,6	0,803
4.	^{40}K	^{40}K (langsung)	1460.81	10,67	0,559

Dari 9 sampel yang dianalisis diperoleh densitas yang berbeda-beda berkisar dari $0,500 \text{ g/cm}^3$ ampai $1,500 \text{ g/cm}^3$. Dengan menggunakan persamaan 2,3 dan 4 dapat ditentukan besarnya nilai faktor koreksi serapan diri. Sumber standar yang digunakan mempunyai densitas $1,0 \text{ g/cm}^3$, sehingga untuk sampel yang mempunyai kerapatan $>1,0 \text{ g/cm}^3$ dilakukan perhitungan faktor koreksi serapan diri dan untuk sampel yang mempunyai kerapatan $<1,0 \text{ g/cm}^3$ tidak ada faktor koreksi serapan dan dianggap sama dengan sampel air yang dalam pengukuran ini menggunakan sumber standar dengan kerapatan 1 g/cm^3 [4]. Faktor koreksi untuk kerapatan $> 1,0\text{g/m}^3$ dihitung dengan memperhitungkan kerapatan tanpa memperhitungkan komposisi atau matrik dari sampel. Jika matrik sampel diperhitungkan maka kemungkinan besarnya nilai faktor koreksi akan sedikit berubah. Dengan dihitungnya nilai faktor koreksi ini kesalahan dalam perhitungan telah diminimalkan dan hasil perhitungan makin mendekati nilai yang sebenarnya.

Tabel 2. Nilai faktor koreksi serapan diri sampel NORM pada beberapa energi gamma.

No.	Kode sampel	Densitas (g/cm ³)	Faktor koreksi serapan diri pada energi gamma (keV)			
			238,63	609,31	911,07	1460,81
1.	Sampel N-1	1,11111	1,06752	1,04459	1,03734	1,03034
2.	Sampel N-2	1,22222	1.07444	1.04912	1.04113	1.03341
3.	Sampel N-3	1,00000	1,00000	1,00000	1,00000	1,00000
4.	Sampel N-4	1,22222	1.07444	1.04912	1.04113	1.03341
5.	Sampel N-5	0,50000	1,00000	1,00000	1,00000	1,00000
6.	Sampel N-6	0,72222	1,00000	1,00000	1,00000	1,00000
7.	Sampel N-7	1,50000	1.09184	1.06050	1.05063	1.04110
8.	Sampel N-8	0,61111	1,00000	1,00000	1,00000	1,00000
9.	Sampel N-9	0,77778	1,00000	1,00000	1,00000	1,00000

Hasil pengukuran konsentrasi radionuklida ²²⁸Th, ²²⁶Ra, ²²⁸Ra dan ⁴⁰K secara lengkap diperlihatkan pada Tabel 3. Konsentrasi terendah terukur pada sampel N-7 dan tertinggi ditemukan pada sampel N-3. Perbedaan tersebut kemungkinan disebabkan oleh perbedaan lamanya waktu pengoperasian peralatan, struktur geologi dari lokasi produksi, distribusi radionuklida di dalam bumi dan sistem proses yang digunakan.

Pada proses pengambilan minyak dan gas alam terdapat dua jenis produk samping berupa *scale* dan *sludge*. *Scale* adalah berupa garam-garam sulfat seperti BaSO₄, CaSO₄ dan karbonat (CaCO₃) yang mengendap pada permukaan dalam alat-alat produksi. Sedangkan *sludge* adalah campuran senyawa-senyawa organik dan mineral padat dalam air dengan hidrokarbon cair yang terpisah dari minyak dan gas pada saat produksi [8]. Pada proses pengambilan minyak dan gas dari dalam perut bumi, karena pengaruh suhu, tekanan dan pH, unsur-unsur Ba dan Ca akan mengendap dalam bentuk BaSO₄, CaSO₄ dan CaCO₃ [8,9]. Oleh karena sifat kimia radium hampir sama dengan Ba dan Ca, maka Ra dan Th akan ikut mengendap dalam pipa maupun tangki yang digunakan dalam proses industri minyak dan gas alam, analog dengan radium hal tersebut akan terjadi juga pada thorium [8].

Struktur geologi merupakan salah satu faktor dalam pembentukan NORM dimana pada sumur minyak dengan formasi batuan akan menghasilkan konsentrasi NORM yang cukup tinggi [8], begitu juga distribusi radionuklida alam dalam perut bumi pada lokasi pengeboran minyak dan gas alam.

Pada sampel yang dilakukan pengukuran rata-rata konsentrasi ^{40}K lebih rendah dari radionuklida lainnya kecuali pada sampel N-1, dimana konsentrasi ^{40}K lebih tinggi dari konsentrasi radionuklida yang lain. Dari tingkat radioaktivitas yang terukur ini dapat di perkirakan bahwa sampel N1 merupakan NORM yang tercampur oleh tanah di permukaan. Konsentrasi ^{40}K akan naik mengikuti konsentrasi radionuklida ^{228}Th , ^{226}Ra dan ^{228}Ra , hal tersebut dapat dilihat pada Tabel 3.

Dari 9 sampel yang telah dilakukan pengukuran diperoleh konsentrasi NORM pada 4 sampel yang mempunyai aktivitas cukup tinggi dengan nilai di atas 1000 Bq/kg, yaitu pada sampel N-2, N-3, N-4 dan N-6. Sampel tersebut diperkirakan berupa *slag* maupun *scale* yang menempel pada pipa produksi. Untuk mengantisipasi bahaya yang ditimbulkan akibat tertimbunnya NORM di lokasi tersebut maka perlu tindakan pengawasan minimal dengan memberi tanda radiasi sehingga orang yang tidak berkepentingan tidak mendekati daerah penimbunan NORM [8].

Tabel 3. Hasil pengukuran radionuklida ^{228}Th , ^{226}Ra , ^{228}Ra dan ^{40}K di industri minyak dan gas alam di Indonesia.

No.	Kode lokasi	Konsentrasi radionuklida (Bq/kg)			
		^{228}Th	^{226}Ra	^{228}Ra	^{40}K
1.	Sampel N-1	62,12 ± 1,41	37,93 ± 1,62	66,10 ± 3,14	321,13 ± 14,76
2.	Sampel N-2	1495,24 ± 6,51	591,83 ± 5,76	1522,84 ± 13,82	217,67 ± 12,20
3.	Sampel N-3	5185,94 ± 12,95	2754,77 ± 13,39	7290,97 ± 32,81	603,24 ± 19,59
4.	Sampel N-4	1085,79 ± 5,56	1632,75 ± 9,56	864,91 ± 10,45	70,41 ± 9,25
5.	Sampel N-5	719,77 ± 4,82	873,94 ± 7,58	662,96 ± 9,95	187,88 ± 15,81
6.	Sampel N-6	788,55 ± 6,00	1322,68 ± 11,05	686,53 ± 12,02	85,78 ± 14,44
7.	Sampel N-7	15,66 ± 0,15	49,04 ± 0,38	20,28 ± 0,38	9,35 ± 1,51
8.	Sampel N-8	138,02 ± 2,77	298,99 ± 5,79	133,95 ± 5,99	67,30 ± 16,22
9.	Sampel N-9	416,86 ± 1,01	279,87 ± 1,19	379,84 ± 2,07	79,42 ± 3,19

Catatan :
MDC 95% untuk ^{228}Th sebesar 0,15 Bq/kg
MDC 95% untuk ^{226}Ra sebesar 0,45 Bq/kg
MDC 95% untuk ^{228}Ra sebesar 0,65 Bq/kg
MDC 95% untuk ^{40}K sebesar 6,41 Bq/kg

Keterbatasan alat ukur yang digunakan dalam mendeteksi radionuklida dalam sampel, sehingga perlu dihitung MDC untuk menunjukkan kemampuan peralatan yang digunakan. Dengan menggunakan persamaan 7 dapat ditentukan nilai MDC. Faktor yang mempengaruhi nilai MDC adalah cacah latar, waktu pencacahan, efisiensi, berat sampel, dan faktor konversi lain. Dari pengukuran diperoleh nilai MDC dengan tingkat kepercayaan 95% untuk ^{228}Th , ^{226}Ra , ^{228}Ra dan ^{40}K masing-masing sebesar 0,15 Bq/kg, 0,45 Bq/kg, 0,65 Bq/kg dan 6,41 Bq/kg. Nilai MDC tersebut dihitung dengan menggunakan data pencacahan latar selama 1 jam dan efisiensi pencacahan untuk wadah *Marinelli*, sedangkan untuk waktu pencacahan semakin lama akan diperoleh nilai MDC yang semakin kecil namun kurang efektif dalam pengukuran [3].

Dengan telah dilakukannya pengukuran radionuklida dalam sampel NORM ini, perusahaan dapat mengetahui konsentrasi NORM di lokasi industri miliknya. Berdasarkan data dukung tersebut maka tindakan yang diambil akan lebih tepat namun tidak mengabaikan keberadaan NORM di daerah industri tersebut sehingga keselamatan pekerja dan masyarakat sekitarnya akan lebih terlindungi.

Bagi Bapeten sebagai Badan Pengawas Tenaga Nuklir, apabila suatu kegiatan diperkirakan menghasilkan NORM, dengan mengacu pada Peraturan Pemerintah No.27 Tahun 2002, tentang Pengelolaan Limbah Radioaktif, maka industri minyak dan gas alam wajib untuk melakukan evaluasi NORM dan hasilnya disampaikan ke Bapeten yang selanjutnya akan dilakukan pengaturan sesuai dengan ketentuan keselamatan radiasi [6]. Dalam peraturan mengenai baku tingkat radiaktivitas di lingkungan, menetapkan keberadaan ^{228}Th , ^{226}Ra , ^{228}Ra dalam air yang tak larut adalah 400 Bq/l, 1000 Bq/l dan 1000 Bq/l, sedangkan ^{40}K belum diatur [10]. Apabila tanah dianggap sebagai media, maka konsentrasi NORM pada industri minyak dan gas alam sudah selayaknya dalam tingkat pengawasan. Hasil pengukuran ini akan menjadi bahan kajian yang cukup berarti tentang keberadaan NORM di daerah industri minyak dan gas alam, sehingga sebagai badan pengawas akan lebih perhatian terhadap keberadaan NORM terutama bagi keselamatan masyarakat dan pekerja pada industri minyak dan gas alam di Indonesia.

KESIMPULAN

Hasil pengukuran konsentrasi ^{228}Th , ^{226}Ra , ^{228}Ra dan ^{40}K dalam sampel NORM di salah satu industri minyak dan gas alam di Indonesia adalah sebagai berikut :

1. Konsentrasi tertinggi untuk ^{228}Th , ^{226}Ra , ^{228}Ra dan ^{40}K pada sampel CN-3 dengan nilai sebesar $(5185,94 \pm 12,95)$ Bq/kg; $(2754,77 \pm 13,39)$ Bq/kg; $(7290,97 \pm 32,81)$ Bq/kg dan $(603,24 \pm 19,59)$ Bq/kg.
2. Konsentrasi terendah untuk ^{228}Th , ^{226}Ra , ^{228}Ra dan ^{40}K pada sampel CN-7 dengan nilai sebesar $(15,66 \pm 0,15)$ Bq/kg; $(49,04 \pm 0,38)$ Bq/kg; $(20,28 \pm 0,38)$ Bq/kg dan $(9,35 \pm 1,51)$ Bq/kg.
3. Dari beberapa sampel NORM yang telah dilakukan pengukuran terdapat 4 sampel yang telah melebihi batas nilai toleransi di lingkungan (>1000 Bq/kg), maka sudah selayaknya dilakukan pengaturan sesuai dengan ketentuan keselamatan radiasi.

UCAPAN TERIMA KASIH

Terima kasih kami sampaikan kepada Bapak Drs. Bunawas, APU, dan Bapak Drs. Syarbaini, M.Sc. yang memberikan bimbingan dalam penulisan makalah ini dan Sdr. Mas'hud yang telah membantu dalam melakukan preparasi sampel.

DAFTAR PUSTAKA

1. SUTARMAN, *Peningkatan radiasi alam akibat pemanfaatan sumber daya alam yang berasal dari dalam bumi*, Buletin ALARA Vol.5 No.2&3 April 2004, P3KRBiN-BATAN, Jakarta (2004) 79-88.
2. WISNU SUSETYO, *Spektrometer Gamma dan Penerapannya Dalam Analisis Pengaktifan Neutron*, Gajah Mada University Press, Yogyakarta (1988).
3. WAHYUDI dan EMLINARTI, *Kinerja spektrometer gamma dengan detektor HPGe Ortec model GEM-25185*, P3KRBiN-BATAN, 2005 (Belum terbit).
4. BATAN, *Prosedur Analisis Sampel Radioaktivitas Lingkungan*, Badan Tenaga Nuklir Nasional, Jakarta (1998).

5. IAEA, *Measurement of Radionuclides in Food and the Environment - A Guidebook.*, Tech. Rep. Ser. No.295, IAEA, Vienna (1989).
6. MARTUA SINAGA, *Pengawasan naturally occuring radioactice material (NORM)*, Prosiding Aspek Keselamatan Radiasi dan Lingkungan pada Industri Non-Nuklir, Jakarta, 18 Maret 2003, P3KRBiN-BATAN, Jakarta (2003) 41-48.
7. HISWARA, E., WARSONA, A., WAHYUDI dan BUCHARI, R., *Pengukuran tingkat radiasi dan radioaktivitas lingkungan di daerah industri tambang timah*, Prosiding Presentasi Ilmiah Keselamatan Radiasi dan Lingkungan VI, 2-3 September 1998, P3KRBiN-BATAN, Jakarta (1998) 135-141.
8. IAEA, *Radiation Protection and the Management of Radioactive Waste in the Oil and Gas Industry*, Safety Reports Series No.34, IAEA, Vienna (2003).
9. IAEA, *Extent of Environmental Contamination by Naturally Occurring Radioactive Material (NORM) and Technological Options for Mitigation*, Technical Reports Series No.419, IAEA, Vienna (2003).
10. BAPETEN, Kep. Ka. Bapeten No.02/Ka-BAPETEN/V-99 tentang *Baku Tingkat Radioaktivitas di Lingkungan*, BAPETEN, Jakarta (1999).

Tanya – Jawab :

1. Penanya : Yayan Tahyan (PRR – BATAN)

Pertanyaan :

Berapa lama analisis ^{228}Th , ^{228}Ra , ^{226}Ra dan ^{40}K dalam sampel dan berapa jumlah sampel yang diperlukan ?

Jawaban : Wahyudi (PTKMR – BATAN)

Analisis ^{228}Th , ^{228}Ra , ^{226}Ra dan ^{40}K memerlukan waktu 1 bulan dan jumlah sampel padatan 2kg dan cairan 5 liter.

UJI KINERJA PERSONAL COMPUTER ANALYZER II (PCA II) UNTUK PENGUKURAN AKTIVITAS RADIONUKLIDA PASKA PERBAIKAN

S u k i j o
PTKMR - BATAN

ABSTRAK

UJI KINERJA PERSONAL COMPUTER ANALYZER II (PCA II) UNTUK PENGUKURAN AKTIVITAS RADIONUKLIDA PASKA PERBAIKAN. Telah dilakukan uji kinerja *Personal Computer Analyzer II* paska perbaikan yang digunakan untuk pengukuran aktivitas radionuklida dengan metode spektrometri gamma. Alat ini mengalami kerusakan sehingga tidak dapat dioperasikan . Setelah dilakukan pemeriksaan secara visual maupun secara fisik ditemukan kerusakan pada sirkuit rangkaian jalur tegangan *PCA* card putus, sehingga mengakibatkan komputer tidak beroperasi. Setelah jalur diperbaiki/disolder alat dapat dioperasikan kembali dengan unjuk kerja seperti semula.

ABSTRACT

PERFORMANCE TEST OF PERSONAL COMPUTER ANALYZER II (PCA II) FOR THE MEASUREMENT OF RADIONUCLIDE ACTIVITY AFTER REPAIR. Performance test has been conducted to Personal Computer Analyzer II after reparation is used for the measurement of radionuclide activity with gamma spectrometry method. This system appliance experience of damage so that cannot be operated. After examine visually and physically, the damage found at network circuit of PCA card vultage path, so that result computer cannot be operated. After the path repaired, appliance can be operated again with performance like initially.

PENDAHULUAN

Peristiwa radioaktivitas merupakan gejala yang tidak dapat diamati oleh panca indera kita secara langsung. Untuk mengamati gejala radioaktivitas diperlukan peralatan detektor. Bahan-bahan radionuklida akan berinteraksi dengan materi detektor. Pada umumnya ada 3 jenis detektor yang sering digunakan, yaitu detektor isian gas misal detektor kamar pengion, detektor sintilasi misal detektor NaI(Tl) dan detektor semikonduktor misal detektor HPGe. Detektor yang akan digunakan untuk mengukur aktivitas suatu radionuklida disesuaikan dengan tujuan pengukuran. Beberapa hal yang harus diperhatikan dalam pengukuran aktivitas suatu radionuklida adalah karakteristik dari

radionuklida tersebut yang meliputi skema peluruhan, mode peluruhan, waktu paro, energi yang dimiliki dan intensitas (*yield*). Salah satu cara atau metode pengukuran aktivitas adalah dengan spektrometri gamma.

Spektrometri gamma adalah cara untuk mengukur aktivitas radionuklida dengan menganalisa spektrum gamma yang ditimbulkan akibat interaksi radionuklida dengan materi detektor. Perangkat yang sering digunakan adalah sistem pencacah spektrometer gamma dengan detektor NaI(Tl) dan HPGe. Hasil interaksi sinar gamma suatu radionuklida dengan materi detektor akan menghasilkan sinyal pulsa. Tinggi pulsa yang dihasilkan oleh interaksi tersebut berhubungan dengan tenaga gamma yang mengenai detektor. Pulsa-pulsa yang dihasilkan dianalisa secara elektronik dengan sistem peralatan pencacah berupa perangkat spektrometer gamma.

Perangkat spektrometer gamma meliputi: detektor penguat awal (*preamplifier*), *amplifier*, penganalisa saluran ganda (*multi channel analyzer*) dan pengolah data. Pulsa yang keluar detektor dikuatkan oleh *preamplifier* selanjutnya dikuatkan lagi oleh *amplifier*. Kemudian setelah mengalami penguatan pulsa tersebut dialamatkan pada memori ke dalam salur-salur (*channel*) pada *multi channel analyzer*. Pada *multi channel analyzer* ini menggunakan software produksi *Nucleus Personal Computer Analyzer II (PCA II)* dimana dilakukan analisa pembentukan pulsa menurut tinggi pulsa yang dihasilkan. Pada analisa pembentukan pulsa, dihasilkan spektrum sinar gamma sesuai dengan energi foton dari radionuklida.

Pada makalah ini dibahas mengenai pengujian kinerja perangkat lunak (*software*) *PCA II* setelah diadakan perbaikan dengan cara melakukan pengujian sirkuit rangkaian (*PCB*) *card PCA II*. Pengujian dilakukan dengan cara melakukan pengukuran aktivitas radionuklida standar Cs-137 Amersham serta menganalisa tampilan spektrum yang dihasilkannya.

DASAR TEORI

Gejala radioaktivitas merupakan gejala perubahan secara spontan dari unsur yang tidak stabil menjadi unsur yang stabil yang disertai radiasi berupa zarah atau gelombang elektromagnetik. Gejala ini berhubungan erat dengan metode spektrometri gamma. Pada spektrometri gamma pembentukan spektrum sinar gamma merupakan hasil interaksi antara sinar gamma dengan materi detektor. Beberapa hal yang perlu diperhatikan pada peristiwa ini adalah gejala dan mekanisme yang terjadi pada proses interaksi sinar gamma dengan

materi. sinar gamma merupakan radiasi gelombang elektromagnetik yang merupakan paket-paket tenaga atau disebut dengan foton gamma. Apabila berinteraksi dengan materi maka tenaganya akan diserahkan pada atom-atom materi yang dilaluinya. Interaksi tersebut melalui tiga proses pada spektrometri gamma, yaitu efek fotolistrik, hamburan compton dan efek produksi pasangan.

Dalam sistem pencacah spektrometri gamma memerlukan perangkat-perangkat elektronik yang disebut perangkat spektrometer gamma. Pada perangkat spektrometer gamma beberapa hal yang perlu diperhatikan adalah perangkat sistem elektronik, analisa tinggi pulsa yang dihasilkan, bagaimana pembentukan sinyal pulsa dan penganalisa salur ganda (*multi channel analyzer*). Perangkat sistem elektronik meliputi detektor yang digunakan untuk pengukuran aktivitas radionuklida, tegangan tinggi yang digunakan (*high voltage supply HVS*), penguat awal (*preamplifier*), penguat (*amplifier*) dan unit pengolahan data. Sedangkan perangkat memori untuk memilah-milah pulsa-pulsa menurut tinggi pulsa yang dihasilkan adalah perangkat penganalisa salur ganda atau *multi channel analyzer*.

Posisi penguat awal berada di antara detektor dan penguat (*amplifier*). Fungsi dari alat ini adalah melakukan amplifikasi awal terhadap sinyal pulsa, menyesuaikan impedansi luaran detektor dengan kabel sinyal masukan ke *amplifier*, merubah muatan menjadi tegangan pada pulsa luaran detektor dan meminimisasi adanya derau (*noise*). Pada *preamplifier* pulsa luaran detektor telah diubah dari pulsa muatan ke pulsa tegangan yang selanjutnya sebagai masukan ke *amplifier*. Pada *amplifier* pulsa dipertinggi sampai mencapai amplitudo. Kemampuan suatu *amplifier* untuk memperkuat pulsa disebut *gain*. Fungsi yang mendasar pada *amplifier* adalah memberi bentuk pulsa luaran yang ditentukan oleh pertimbangan sinyal derau dan kemampuan penganalisa tinggi pulsa.

Pada analisa tinggi pulsa, pulsa yang dihasilkan dari interaksi sinar gamma dengan detektor akan diperkuat oleh *preamplifier* yang kemudian diperkuat oleh *amplifier*. Pulsa hasil penguatan kemudian dipilah-pilah menurut tingginya pulsa. Pada peralatan pemilah ini mempunyai banyak memori yang dinyatakan dalam *channel*. Perangkat ini dinamakan penganalisa salur ganda atau *multi channel analyzer* yang menyatakan energi. Hasilnya dapat dilihat dengan unit pencetak data (*printer*) berupa spektrum energi sinar gamma. Sistem pembentukan spektrum tersebut disebut analisa tinggi pulsa

Sedangkan pada peristiwa pembentukan pulsa (*pulse shaping*), pulsa yang dihasilkan detektor tergantung dari waktu timbul (*rise time*) dan amplitudo dimana pulsa

tersebut mempunyai *rise time* yang sangat singkat dan akan turun secara perlahan-lahan. Hal yang perlu diperhatikan pada peristiwa pembentukan pulsa ini adalah gejala *pile up*. Gejala ini timbul sebagai akibat apabila sumber radionuklida mempunyai aktivitas sinar gamma agak besar sehingga terjadi pulsa yang satu akan tumpang tindih dengan pulsa yang lain dan mengakibatkan perubahan tinggi pulsa. Hal ini harus dicegah dengan memakai rangkaian pendiferensial.

Pulsa hasil penguatan *amplifier* kemudian masuk ke perangkat penganalisa tinggi pulsa. Perangkat ini dalam bentuk penganalisa salur ganda. Pada perangkat penganalisa salur ganda merupakan gabungan dari penganalisa salur tunggal. Jumlah *channel* pada perangkat ini dapat diatur dari 512, 1.024, 2.048, 4.096, 8.192 salur pada pencacahan. Pada masing-masing salur pencacahan terdiri dari satu penganalisa salur tunggal. Perangkat penganalisa salur ganda terdiri dari satu unit memori dan satu unit *analog to digital converter* (*ADC*). Pada penganalisa salur ganda ini biasanya menggunakan *software* khusus sebagai sarana penunjang dalam mengidentifikasi suatu sumber radionuklida dalam pengukuran aktivitas.

TATA KERJA

Peralatan dan bahan :

- Radionuklida standar Cs-137 Amersham
- Detektor Sintil;asi NaI(Tl)
- HVS TC 244
- Oscilloscope
- Komputer + printer
- Software PCA II
- Multimeter Sanwa C 506
- Tool Kits
- Contac Cleaner
- Kaca pembesar
- Sedotan timah

Pengujian sirkuit rangkaian (PCB) card PCA II

1. Dipasang PCA – II Card kedalam slot komputer.
2. Dirangkai jumper – jumper PCA – II Card dengan TC 244 (Rear Panel)

3. Dihidupkan komputer.
4. Diaktifkan Software PCA – II

Pengukuran aktivitas radionuklida standar

1. Dirangkai sistem pencacah spektrometer gamma dengan detektor NaI(Tl).
2. Diaktifkan software PCA II.
3. Diaktifkan sistem elektornik seperti, HVS, Amplifier dan pecetak data.
4. Dinaikkan HVS sesuai dengan tegangan operasional detektor NaI(Tl).
5. Diletakkan sumber radionuklida bentuk titik (*point source*) Cs-137 di atas detektor dengan memakai penyangga sumber.
6. Disetel waktu pencacahan sumber radionuklida Cs-137 Amersham selama 90 menit.
7. Dibersihkan layar tampilan spektrum.
8. Dimulai pencacahan.
9. Setelah pencacahan selesai sesuai dengan lama waktu pencacahan kemudian membatasi puncak (*peak*) yang dianalisa *region of interest (ROI)*.
10. Dicatat nomer salur pada batas kiri puncak dan batas kanan puncak
11. Dicetak tampilan spektrum sumber standar Cs-137 Amersham yang dicacah.
12. Diulangi pencacahan sampai 8 kali dengan kondisi pencacahan sama.

Analisa Spektrum

Menganalisa tampilan spektrum apakah sudah memenuhi *gaussian* spektrum dan kestabilan pencacahan dengan menganalisa adanya pergeseran nomer salur (*channel*) dalam setiap ulangan pencacahan.

HASIL DAN PEMBAHASAN

Pengujian sirkuit rangkaian (PCB) card PCA II

Pada pengujian ini dapat dijelaskan bahwa sistem pencacah spektrometri gamma terdapat rangkaian *analog to digital converter (ADC)*. Pengujian dilakukan dengan menggunakan *amplifier*. Pada keadaan awal, pulsa akan masuk pada MCA yang kemudian dilewatkan pada rangkaian ADC. Pada ADC ini dapat diamati bahwa rangkaian ini secara normal merubah pulsa yang masuk menjadi bilangan numerik yang sebanding dengan tinggi pulsa dan tegangan pulsa. Selain itu juga dapat diamati bahwa bilangan ini

merupakan alamat memori atau nomor salur sehingga tiap satu pulsa dengan tinggi tertentu akan menambah jumlah cacahan pada satu nomor salur tertentu pula sehingga sesuai dengan tinggi pulsa tersebut. Apabila pada waktu tertentu dilakukan pencacahan sumber radionuklida maka dapat diamati bahwa memori pada MCA akan berisi bilangan yang sesuai dengan cacahan pulsa pada tinggi tertentu. Hal ini dapat dilihat pada spektrum gamma pada layar monitor.

Pengukuran aktivitas radionuklida standar

Pada pengujian ini dilakukan pengukuran aktivitas radionuklida standar Cs-137 Amersham dengan sistem pencacah detektor sintilasi NaI(Tl). Sumber standar radionuklida Cs-137 Amersham ditunjukkan pada gambar 1. Hasil pencacahan berupa cacahan per detik (*cps*). Hal yang perlu diperhatikan adalah masalah cek kestabilan dalam pengukuran tersebut. Pencacahan dilakukan secara berulang kali pengukuran dan pada tiap-tiap pengukuran diperlukan waktu pencacahan selama 900 detik dengan 8 kali ulangan. Dari hasil ini diamati mengenai pergeseran *channel* dari *peak-peak* (energi-energi) yang dianalisa (*ROI region of interest*).



Gambar 1. Sumber standar Cs-137 Amersham

Data pengujian kestabilan pengukuran aktivitas radionuklida dengan sumber standar Cs-137 Amersham menggunakan *software PCA II* setelah dilakukan perbaikan ditunjukkan pada tabel 1.

Tabel 1. Data pengujian kestabilan pengukuran aktivitas radionuklida Cs-137 Amersham

No.	NOMOR SALUR		ENERGI (keV)	CPS
	BATAS KIRI	BATAS KANAN		
1.	154	393	661.2	3404.813 ± 0,17%
2.	154	393	661.2	3408.472 ± 0,17%
3.	154	393	661.2	3400.911 ± 0,17%
4.	154	393	661.2	3392.604 ± 0,17%
5.	154	393	661.2	3401.344 ± 0,17%
6.	154	393	661.2	3389.960 ± 0,17%
7.	154	393	661.2	3392.177 ± 0,17%
8.	154	393	661.2	3393.879 ± 0,17%

Analisa tampilan spektrum yang dihasilkan

Analisa terhadap tampilan spektrum yang dihasilkan, dapat diamati bahwa spektrum yang dihasilkan oleh penganalisa salur ganda MCA dapat lebih cepat dari pada yang dihasilkan oleh penganalisa salur tunggal. Karena untuk membuat spektrum sinar gamma dengan menggunakan perangkat penganalisa salur tunggal diperlukan pengukuran berulang-ulang dengan jalan memvariasi window (batas bawah batas atas tegangan sinyal input), sehingga akan memerlukan waktu yang lama. Spektrum sinar gamma sumber standar radionuklida Cs-137 Amersham hasil pengujian dengan metode spektrometri gamma menggunakan *software PCA II* hasil perbaikan ditunjukkan pada lampiran 1.

KESIMPULAN

1. Setelah jalur tegangan PCA II yang retak/putus diperbaiki dan menginstall ulang program PCA II maka alat tersebut dapat dioperasikan kembali.
2. Setelah dilakukan pengujian kestabilan pengukuran maka dapat dinyatakan bahwa sistem pencacah spektrometer gamma detektor NaI(Tl) masih baik dengan kesalahan dibawah 1%.

DAFTAR PUSTAKA

1. Nicholas Tsoulfanidis, Measurement and Detection of Radiation , University of Missouri – Roll 1983.
2. Excellence in Nuclear Instrumentation.
3. Radionuclide Transformations, Volume 11-13 – 1983 (ICRP Publication 38).
4. A Hand Book of Radioactivity Measurement Procedures (NCRP Report No.38).
5. Nucleus Personal Computer Analyzer II Operating Instructions April 1990.

LAMPIRAN 1.

