

ISSN : 1978-9971

**PROSIDING
PERTEMUAN DAN PRESENTASI ILMIAH
FUNGSIONAL PENGEMBANGAN TEKNOLOGI NUKLIR IV**

JAKARTA, 15 Desember 2009



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

JL. LEBAK BULUS RAYA No. 49, KOTAK POS 7043 JKSKL – JAKARTA SELATAN 12070
Telp. (021) 7513906 (Hunting) Fax. : (021) 7657950 E-mail : ptkmr@batan.go.id

2009

KATA PENGANTAR

Puji syukur kami panjatkan kehadirat Allah SWT atas karunia yang diberikan kepada Panitia Penyelenggara, sehingga **Prosiding Pertemuan dan Presentasi Ilmiah Fungsional Pengembangan Teknologi Nuklir IV** dengan tema “Pengendalian Keselamatan Radiasi, Nuklir dan Lingkungan dalam Mendukung Iptek Nuklir Guna Mewujudkan Kesejahteraan Masyarakat” dapat diselesaikan.

Pada Pertemuan dan Presentasi Ilmiah Fungsional Pengembangan Teknologi Nuklir IV disajikan 23 makalah, 1 makalah utama disajikan dalam Sidang Utama, 8 makalah disajikan secara oral dan 15 makalah disajikan secara poster. Makalah yang disajikan berasal dari :

1. PRSG-BATAN : 1 makalah,
2. PPGN-BATAN : 3 makalah,
3. PTNBR-BATAN : 1 makalah,
4. PTKMR-BATAN : 18 makalah.

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

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

Jakarta, 15 Desember 2009
Panitia Penyelenggara

PENGARAH

Ketua : Dr. Susilo Widodo
Anggota : Drs. Soekarno Suyudi
Drs. Bunawas, APU.

EDITOR DAN PENILAI MAKALAH

Ketua :
Drs. Nurman Rajagukguk

Wakil Ketua :
Dr. Mukh Syaifudin

Anggota :
Drs. Mukhlis Akhadi, APU.
dr. Fadil Nazir, Sp.KN.
Dra. C. Tuti Budiantari
Drs. Gatot Wurdianto, M.Eng.
Dr. Eko Pudjadi

PANITIA PENYELENGGARA

Ketua : Muji Wiyono, S.ST.
Wakil Ketua : Eni Suswanti, A.Md.
Sekretaris : Setyo Rini, SE.
Bendahara : Asep Setiawan, S.Si.

Seksi-seksi :

- 🚩 Persidangan : 1. Wahyudi, S.ST
2. Kristina Dwi Purwanti
3. Emil Lazuardi, SE.
- 🚩 Dokumentasi : 1. Suratna
2. Yahya Mustofa, A.MR.
- 🚩 Perlengkapan : 1. S u k i j o
2. Wasdiyono
3. Eka Djatnika N., A.Md.
4. Holnisar
5. Sri Sardini
- 🚩 Konsumsi : 1. Elistina, A.Md.
2. Sri Insani Wahyu W.
3. Dra. Sri Subandini L.
4. Nuddin

SAMBUTAN

KEPALA PUSAT TEKNOLOGI KESELAMATAN DAN METROLOGI RADIASI

Bismillaahirrohmaanirrohiim, Assalaamu'alaikum Wr. Wb.

Salam sejahtera untuk kita semua.

Puji dan syukur kami panjatkan kehadirat Allah SWT yang telah melimpahkan rahmat, taufiq dan hidayah-Nya sehingga Prosiding Pertemuan dan Presentasi Ilmiah Fungsional Pengembangan Teknologi Nuklir IV telah selesai disusun dengan baik.

Prosiding Pertemuan dan Presentasi Ilmiah Fungsional Pengembangan Teknologi Nuklir IV berisi 1 makalah dari pembicara utama PTKMR – BATAN dan 23 makalah umum berasal dari satuan kerja BATAN yaitu : PTNBR, PPGN, PRSG dan PTKMR. Makalah yang dimuat telah dipresentasikan dalam acara Pertemuan dan Presentasi Ilmiah Fungsional Pengembangan Teknologi Nuklir IV pada tanggal 15 Desember 2009 di PTKMR – BATAN.

Pertemuan dan Presentasi Ilmiah tersebut merupakan kegiatan rutin yang diadakan setiap tahun oleh Pejabat Fungsional Pranata Nuklir PTKMR – BATAN, dan pada saat ini adalah yang keempat kalinya. Pertemuan dan Presentasi Ilmiah tersebut merupakan kegiatan pengembangan profesi bagi Pejabat Fungsional Pranata Nuklir. Tujuan Pertemuan dan Presentasi Ilmiah adalah untuk menyebarluaskan hasil kegiatan pengelolaan perangkat nuklir yang meliputi perencanaan program, mengoperasikan perangkat nuklir, melakukan desain, inovasi dan renovasi perangkat nuklir dan melakukan pemasyarakatan teknologi nuklir serta menyelenggarakan keselamatan nuklir. Disamping itu juga menyebarluaskan hasil penelitian, perekayasa dan lain-lain dari pejabat fungsional yang lain melalui tukar menukar informasi, diskusi, tanya jawab dan lain-lain. Pertemuan dan Presentasi Ilmiah tersebut merupakan salah satu tolok ukur untuk mengetahui profesionalisme seorang pejabat fungsional.

Tema Pertemuan dan Presentasi Ilmiah adalah **"Pengendalian Keselamatan Radiasi, Nuklir dan Lingkungan Dalam Mendukung Iptek Nuklir Guna Mewujudkan Kesejahteraan Masyarakat"**. Tema tersebut sangat relevan dengan visi BATAN yaitu 'Terwujudnya Iptek Nuklir Berkeselamatan Handal Sebagai Pemicu dan Pemacu Kesejahteraan' dan Visi PTKMR yaitu 'Menjadi Pusat Acuan Nasional dalam Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi serta Aplikasi Teknologi Nuklir Bidang Kesehatan.

Kami ucapkan terima kasih kepada Panitia yang telah bekerja dengan maksimal dan semua pihak yang ikut membantu sehingga Prosiding Pertemuan dan Presentasi Ilmiah Fungsional Pengembangan Teknologi Nuklir IV dapat diterbitkan. Semoga Prosiding ini bermanfaat bagi BATAN khususnya dan bagi pembaca pada umumnya.

Wassalamu'alaikum Wr. Wb.

Jakarta, 21 Januari 2010

Kepala PTKMR,

Dr. Susilo Widodo

DAFTAR ISI

KATA PENGANTAR DAN SUSUNAN PANITIA	<i>i</i>
SAMBUTAN KEPALA PTKMR	<i>ii</i>
DAFTAR ISI	<i>iii</i>
Upaya keselamatan radiologis bagi pekerja di industri nuklir dan non-nuklir <i>Sutarman, Muji Wiyono dan Kusdiana</i>	<i>1</i>
Pemetaan dosis radiasi gamma di Fasilitas Kalibrasi PTNBR untuk sumber Co-60 400 GBq dengan MNCP5 <i>Rasito, Rini H. Oetami, Tri Cahyo L., Endang Kumia, Suhulman, Soleh Sofyan, dan Zaenal Arifin</i>	<i>20</i>
Metode pencuplikan iodine elemental ($^{131}\text{I}_2$) menggunakan kasa kuning berlapis perak <i>Asep Setiawan dan Bunawas</i>	<i>28</i>
Penentuan dosis tritium (^3H) dalam urin pekerja radiasi untuk pemantauan kontaminasi interna <i>Elistina</i>	<i>40</i>
Konsentrasi gas radon dan thoron di ruang penyimpanan sementara limbah radioaktif PTKMR-BATAN <i>Muji Wiyono</i>	<i>52</i>
Pengendalian radiasi pengiriman batu topaz pasca iradiasi di RSG-GAS <i>Anthony Simanjuntak, Nazly Kurniawan</i>	<i>68</i>
Kasus hipertiroid pada pelayanan kedokteran nuklir di rumah sakit di Jakarta Selatan <i>Kristina Dwi Purwanti dan Wiwin Mailana</i>	<i>80</i>
Pemeriksaan Ca-125 pada pasien kanker ovarium pascaterapi dengan teknik <i>Immuno Radiometric Assay</i> (IRMA) <i>Tatin Rustin H, Nurul Hayati dan Kristina D.P.</i>	<i>93</i>

Uji fungsi sistem spektrometer gamma detektor HPGe ORTEC Model GMX-25P4 <i>Wahyudi, Muji Wiyono dan Kusdiana.</i>	105
Pengukuran laju lepasan radon pada bahan bangunan granit dan papan gypsum dengan detektor jejak nuklir Cr-39 <i>Asep Setiawan, Sri Mulyani, dan Bunawas</i>	117
Penentuan suhu ruang untuk penempatan <i>Dose calibrator</i> <i>Holnisar, Rosdiani dan Wijono</i>	129
Pengukuran dosis radiasi latar di PTKMR - BATAN menggunakan TLD CaSO ₄ :Dy <i>Rofiq Syaifudin</i>	133
Pengaruh volume sampel dalam wadah vial pada pencacahan menggunakan spektrometer gamma dengan detektor HPGe <i>Wahyudi, Kusdiana dan Asep Setiawan</i>	141
Uji banding hasil cacah latar <i>Dose Calibrator</i> Mark VI terhadap Capintec CRC-7BT pada tombol Tc-99m, I-131 dan Sm-153 <i>Wijono, Hermawan Candra dan Gatot Wurdianto</i>	251
Penentuan kualitas berkas radiasi Sinar-X dari pesawat Sinar-X diagnostik Toshiba model TR-100 AS-1 <i>Suyati, Dyah Dwi Kusumawati dan Helfi Y</i>	162
Metode pencacahan sampel standar dengan variasi 2 sigma % pada pencacah kelip cair menggunakan model pengukuran normal <i>Elistina dan Mulyono Hasyim</i>	168
Pemantauan kontaminasi permukaan di daerah kerja radiasi PPGN Jakarta tahun 2008 <i>Ngatino, Djody RM., Amir Djuhara</i>	176
Pemantauan dosis radiasi di daerah kerja PPGN tahun 2008 <i>Djody RM., Ngatino, Amir Djuhara</i>	187
Penentuan faktor kalibrasi empat tipe detektor ionisasi keping sejajar untuk berkas radiasi Co-60 <i>Nurman Rajagukguk</i>	195

Penilaian fungsi ginjal karyawan PTKMR-BATAN dengan pemeriksaan kreatinin dan ureum <i>Sri Sardini</i>	207
Prediksi dosis radiasi korban kedaruratan nuklir dengan <i>Biodosimetry Assessment Tools</i> (BAT) 1.0.3. <i>Dwi Ramadhani</i>	223
Toksitasitas dekontaminan campuran <i>prusian blue</i> dan kalium iodide pada monyet ekor panjang (<i>Macaca fascicularis</i>) <i>Tur Rahardjo</i>	232
Kajian keselamatan radiasi pada Laboratorium Metrologi Radiasi Nasional berdasarkan hasil inspeksi internal <i>B.Y. Eko Budi Jumpeno</i>	246
Pemantauan radioaktivitas debu di udara di dalam ruang dan lingkungan kerja preparasi bijih di Gedung 56 PPGN <i>Andung Nugroho, Bambang Purwanto, Djody RM., Amir Djuhara</i>	262

UPAYA KESELAMATAN RADIOLOGIS BAGI PEKERJA DI INDUSTRI NUKLIR DAN NON-NUKLIR

Sutarman, Muji Wiyono, dan Kusdiana

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi - BATAN

ABSTRAK

UPAYA KESELAMATAN RADIOLOGIS BAGI PEKERJA DI INDUSTRI NUKLIR DAN NON-NUKLIR. Banyak orang (pekerja radiasi maupun bukan pekerja radiasi) terlibat dalam pekerjaannya pada kegiatan industri nuklir dan industri non-nuklir. Setiap pekerja akan menerima dosis radiasi akibat pekerjaannya. Radiasi yang dimaksud adalah radiasi pengion, seperti sinar-X, sinar gamma, partikel alfa, beta, dan neutron. Radiasi terjadi dalam berbagai pekerjaan yang berasal dari sumber radiasi alamiah dan sumber radiasi buatan. Menurut laporan UNSCEAR (2000), dosis efektif tahunan rata-rata yang diterima pekerja karena pekerjaannya berkisar 0,06 - 4,5 mSv berasal dari sumber radiasi buatan, sementara yang berasal dari sumber radiasi lamiah berkisar 0,7 - 4,8 mSv. Keselamatan radiologis mempunyai peranan penting terutama berkaitan dengan masalah dosis radiasi yang diterima oleh pekerja selama menjalankan tugasnya sehari-hari. Dalam makalah ini dibahas upaya pemberian perlindungan radiologis kepada para pekerja sehingga dosis radiasi perorangan yang diterimanya dapat ditekan serendah mungkin.

Kata kunci : keselamatan radiologis, pekerja, industri nuklir, industri non-nuklir

ABSTRACT

RADIOLOGICAL SAFETY ACTION FOR THE WORKERS IN THE NUCLEAR AND NON-NUCLEAR INDUSTRIES. Many people, as the radiation worker or non-radiation worker, should be involved in their occupation at the activities of the nuclear industry as well as non nuclear industry. Every worker will receive radiation dose as a result of his work. The meaning of radiation is the ionizing radiation, such as X-ray, gamma ray, and alpha, beta and neutron particles. The radiation occurs in many occupations coming from the artificial and natural radiation sources. According to the UNSCEAR report (2000), the average annual effective dose of occupationally exposed workers from the artificial radiation sources is in the range of 0.06 - 4.5 mSv, while that from the natural radiation is in the range of 0.7 - 4.8 mSv. The radiological safety has the important role especially in a problem related to the problem of radiation dose received by the worker when they carry out their daily occupation. In this paper the action of radiological protection to the workers is discussed so that the individual radiation dose received by workers can be emphasized to the lowest radiation dose.

Key words : radiological safety, worker, nuclear industry, non-nuclear industry

I. PENDAHULUAN

Perkembangan teknologi modern dewasa ini banyak pekerjaan yang melibatkan pemakaian radiasi. Pemakai radiasi yang dimaksud adalah setiap kegiatan yang dapat meningkatkan terjadinya penerimaan dosis radiasi terhadap pekerja karena pekerjaannya.

Radiasi yang diterima akibat pekerjaan dapat dipandang sebagai radiasi akibat kerja. Setiap kegiatan pekerja terhadap sumber radiasi dapat memberikan kontribusi terimaan dosis radiasi bagi pekerja. Banyak pekerja yang kurang memperhatikan keselamatan kerja baik sebagai pekerja radiasi maupun bukan

pekerja radiasi. Pekerja radiasi adalah setiap orang yang bekerja di instalasi nuklir atau instalasi radiasi yang diperkirakan menerima dosis radiasi tahunan melebihi nilai batas dosis radiasi untuk masyarakat umum¹. Masyarakat umum dapat dipandang bukan pekerja radiasi yang biasanya ikut bekerja pada kegiatan industri nuklir maupun non-nuklir, misalnya sebagai kontraktor atau pelayanan perbaikan dan pemasangan alat-alat keperluan industri.

Nilai batas dosis yang dimaksud adalah dosis terbesar yang diizinkan yang dapat diterima oleh pekerja radiasi atau masyarakat umum dalam jangka waktu tertentu tanpa menimbulkan efek genetik dan somatik yang berarti akibat pemanfaatan tenaga nuklir.² Nilai batas dosis efektif untuk pekerja radiasi adalah 20 mSv/tahun yang dirata-ratakan selama lima tahun namun dengan maksimum boleh 50 mSv dalam satu tahun, dosis ekuivalen untuk lensa mata 150 mSv dalam satu tahun, dan dosis ekuivalen untuk yang lain (kulit, tangan, dan kaki) 500 mSv dalam satu tahun. Masyarakat umum termasuk pekerja yang bukan pekerja radiasi diberikan nilai batas dosis efektif sebesar 1 mSv/tahun, dengan ketentuan bahwa dalam satu tahun tertentu dapat lebih dari 1 mSv asal rata-rata selama 5 tahun tidak melebihi 1 mSv per tahunnya, dan nilai batas dosis ekuivalen tahunan untuk lensa mata 15 mSv dan organ lain 50 mSv^{2,3}.

Pekerjaan yang melibatkan pemakaian radiasi dapat berasal dari sumber radiasi alamiah (berasal dari dalam bumi dan luar angkasa) dan sumber radiasi buatan (kegiatan medik dan industri nuklir). Sumber radiasi alamiah terjadi secara terus-menerus, sehingga lebih sulit untuk diupayakan proteksi radiasinya dibandingkan dengan sumber radiasi buatan karena kejadiannya hanya sesaat saja. Sumber radiasi alamiah yang terbesar berasal dari gas radon (²²²Rn). Gas radon merupakan anak luruh radium-226 yang berasal dari uranium-238. Pekerjaan yang melibatkan pemakaian sumber radiasi buatan yang paling tinggi berasal dari kegiatan medik, seperti radiografi, radioterapi, dan pengobatan dengan teknik nuklir (*nuclear medicine*).

Dosis radiasi yang diterima pekerja dapat berupa radiasi eksterna (yang berasal dari luar tubuh) maupun radiasi interna (yang berasal dari dalam tubuh), baik yang berasal dari kegiatan industri nuklir maupun industri non-nuklir. Industri nuklir meliputi kegiatan reaktor nuklir, pendaur ulang bahan bakar nuklir, dan penambangan/pengolahan bahan padat belah inti (uranium), sementara industri non-nuklir meliputi kegiatan radiografi (sinar-X, kamera gamma), irradiasi untuk sterilisasi, dan produksi pupuk fosfat. Seseorang akan menerima radiasi interna apabila sejumlah radionuklida masuk ke dalam tubuh manusia. Pada radiasi interna, radionuklida akan masuk

menyatu dengan jaringan organ tubuh, penerimaan dosis akan tetap berlangsung selama aktivitasnya belum habis, sementara seseorang yang menerima radiasi eksterna, penerimaan dosis berakhir pada waktu sumber radiasi dipindahkan.

Makalah ini membahas kegiatan pekerja terhadap sumber radiasi karena pekerjaannya dan bagaimana intervensi upaya keselamatan radiasi (proteksi radiasi) bagi pekerja baik untuk radiasi eksterna maupun radiasi interna. Tujuan secara umum adalah menjamin agar tingkat terimaan dosis radiasi pekerja pada tingkat yang serendah-rendahnya dengan tetap memperhatikan faktor ekonomi dan sosial yang terlibat dalam kegiatan tersebut, yang disebut ALARA (*As Low As Reasonably Achievable*).

II. SUMBER-SUMBER RADIASI

Penduduk dunia setiap tahunnya akan menerima radiasi 2,8 mSv yang berasal dari sumber radiasi latar belakang (*background*) alamiah sekitar 2,4 mSv dan yang berasal dari sumber radiasi buatan sekitar 0,4 mSv. Sumber radiasi latar belakang alamiah terdiri atas radiasi kosmik, radiasi gamma, gas radon, dan radiasi interna (makanan dan minuman). Gas radon merupakan sumber radiasi interna paling tinggi, yaitu 1,2 mSv (43 %). Radiasi buatan berasal dari kegiatan

medik (kedokteran), jatuhnya radioaktif hasil dari percobaan bom nuklir (*fallout*), reaktor nuklir (PLTN), kecelakaan nuklir, radiasi yang diterima pekerja akibat pekerjaan, dan beberapa aplikasi dan produk yang menggunakan sumber radiasi. Radiasi latar belakang buatan yang paling tinggi berasal dari kegiatan medik, yaitu 0,4 mSv (14 %) ^{4,5}.

Sumber radiasi alamiah yang berasal dari dalam bumi karena kegiatan manusia akan terdistribusi ke tempat kerja dan lingkungan, berupa radionuklida dari deret uranium-238 dan thorium-232 serta ⁴⁰K. Gas radon adalah sumber radiasi terbesar yang merupakan sumber radiasi interna yang dapat masuk ke dalam tubuh manusia melalui saluran pernafasan. Jika radionuklida tersebut masuk ke dalam tubuh manusia, maka akan terakumulasi dalam organ kritis, terutama jika radionuklida tersebut terendapkan pada saluran pernafasan, misalnya pada *bronchia* dan paru-paru, kemungkinan dapat menimbulkan kanker paru-paru.

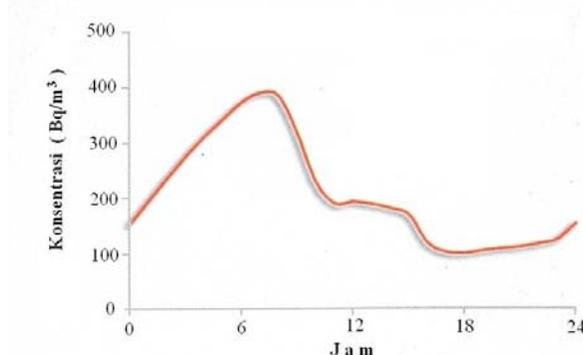
Setiap orang yang karena pekerjaannya akan menerima penyinaran radiasi baik yang berasal dari sumber radiasi alamiah maupun sumber radiasi buatan. Dosis efektif tahunan rata-rata yang diterima oleh pekerja karena pekerjaannya dalam berbagai kegiatan yang berbeda diperlihatkan pada Tabel 1.

Tabel 1. Dosis efektif tahunan rata-rata yang diterima oleh pekerja karena pekerjaannya ^{4,5}.

Sumber radiasi alamiah	Dosis (mSv)	Sumber radiasi buatan	Dosis (mSv)
Sumber Gas Radon		Industri Nuklir	
Tambang batubara	0,7	Penambangan uranium	4,5
Tambang logam	2,7	Pemrosesan uranium	3,3
Ruangan bawah tanah	4,8	Pengkayakan uranium	0,1
Sumber Radiasi kosmik		Pabrik elemen bakar	1,0
Penerbangan	3,0	Reaktor nuklir	1,4
		Pengolahan daur ulang	1,5
		Pemakaian Medik	
		Radiodiagnostik	0,5
		<i>Dentistry</i>	0,06
		<i>Nuclear medicine</i>	0,8
		Radioterapi	0,6
		Industri lain	
		Irradiasi	0,1
		Radiografi	1,6
		Produksi isotop	1,9
		<i>Well-logging</i>	0,4
		Akselerator	0,8
		<i>Luminizing</i>	0,4

Berbagai bahan bangunan rumah (pasir, semen, bata, granit, dan gipsum), dan kegiatan tambang (tambang batubara, minyak dan gas bumi, tambang : emas, nikel, dan timah), serta kegiatan produksi pupuk fosfat dapat memberikan dampak radiologi cukup besar bagi para pekerjanya, baik berupa radiasi eksterna maupun interna. Di beberapa daerah tambang bawah tanah dengan kondisi ventilasi kurang memadai, laju dosis efektif tahunan rata-rata yang diterima para pekerja dapat mencapai lebih dari 1 mSv/tahun. Di tambang emas bawah tanah di Pongkor, Jawa Barat (20 lokasi) dosis efektif total (radon dan thoron) berkisar dari 0,4 sampai 2,2 mSv/tahun, sementara untuk gas radon paling tinggi adalah 1,67 mSv/tahun ⁶. Laju dosis efektif tahunan di Tambang emas Cikotok untuk gas radon berkisar dari 0,04 sampai 3,6 mSv/tahun ⁷.

Konsentrasi gas radon di dalam rumah bervariasi bergantung desain dan bahan bangunan yang digunakan, dan juga kondisi cuaca sangat mempengaruhi tingkat konsentrasi gas radon di dalam rumah dari hari ke hari, selama 24 jam. Gas radon di dalam rumah dapat berasal dari tanah, bahan bangunan (dinding, lantai, dan atap) yang digunakan, dan kegiatan di dalam rumah (misalnya masak dan mandi). Orang yang bekerja di dalam rumah dapat menerima dosis radiasi dari gas radon sekitar 1 mSv/tahun atau lebih. Konsentrasi gas radon di dalam rumah sangat bergantung pada laju ventilasi perjam, makin besar laju ventilasi makin kecil konsentrasi gas radon di dalam rumah. Hasil penelitian konsentrasi gas radon di beberapa rumah di Inggris, seperti diperlihatkan pada Gambar 1



Gambar 1. Hasil penelitian konsentrasi gas radon di beberapa rumah di Inggris.

Pajanan radiasi yang diterima oleh para pekerja yang berasal dari sumber radiasi alamiah dari sinar kosmik bergantung pada letak lintang geografik dan tinggi tempat. Dosis radiasi sinar kosmik yang diterima oleh para awak pesawat terbang (*aircrew*) bergantung pada jalur penerbangan (tinggi terbang pesawat diukur dari permukaan laut) dan jumlah waktu terbang, seperti yang diperlihatkan pada Tabel 2 (Laporan EURADOS).

Menurut laporan UNSCEAR (2000), dosis efektif tahunan rata-rata yang diterima pekerja yang berasal dari sumber radiasi buatan berkisar 0,06 – 4,5 mSv, kegiatan-kegiatan industri nuklir cukup tinggi berkisar 0,1 – 4,5 mSv, sedangkan kegiatan di industri lain umumnya relatif rendah, yaitu berkisar 0,1 – 1,9 mSv dan di bidang medik berkisar 0,06 – 0,8 mSv. Adapun kegiatan yang berkaitan dengan pemakaian sumber radiasi alamiah umumnya dosis efektif tahunan rata-rata yang diterima pekerja relatif tinggi, yaitu berkisar 0,7 – 4,8 mSv (berasal dari dalam bumi terutama dosis radiasi yang berasal dari gas radon), sementara dosis

radiasi efektif tahunan rata-rata yang diterima pekerja yang berasal dari sinar kosmik adalah 3,0 mSv.

Kegiatan medik meliputi penggunaan pesawat sinar-X dengan beda tegangan 20 – 300kV dan radioisotop, seperti ^{99m}Tc, ¹³¹I, ¹³³Xe, ²⁰¹Tl, dan ^{195m}Au, untuk diagnostik dan terapi dapat memberikan penyinaran eksterna dan interna bagi pekerja jika tidak ditangani secara sungguh-sungguh sesuai dengan prosedur yang ditetapkan. Penerimaan dosis radiasi rata-rata yang diterima pekerja karena pekerjaan yang berasal dari sumber radiasi buatan dari kegiatan medik kurang dari 1 mSv/tahun. Orang yang bekerja di beberapa kegiatan industri nuklir penerimaan dosis radiasi pekerja cenderung sedikit meningkat lebih tinggi dari pada 1 mSv/tahun, sementara untuk pekerja yang bukan pekerja radiasi (staf administrasi relatif rendah). Para pekerja karena pekerjaan di beberapa industri lain yang bukan industri nuklir relatif rendah (kurang dari 1 mSv/tahun), kecuali orang yang bekerja pada kegiatan radiografi dan produksi radioisotop⁴.

Tabel 2. Dosis efektif tahunan yang diterima awak pesawat selama penerbangan dari kota ke kota lain.^{4,5}

Jalur penerbangan	Dosis efektif (μSv)
Vancouver ke Honolulu	14,2
Frankfurt ke Dakar	16,0
Madrid ke Johannesburg	17,7
Madrid ke Santiago de Chile	27,5
Copenhagen ke Bangkok	30,2
Montreal ke London	47,8
Helsinki ke New York	49,7
Frankfurt ke Fairbanks (Alaska)	50,8
London ke Tokyo	67,8
Paris ke San Francisco	84,9

Sumber : *The report of the EURADOS Working Group of Experts established under Article 31 of Euratom Treaty Commission.*

III. UPAYA PERLINDUNGAN RADIOLOGIS

Setiap kegiatan yang dilakukan oleh seseorang terhadap sumber radiasi dapat mengakibatkan penyebaran radiasi baik di daerah kerja maupun lingkungan, jika tidak dikendalikan secara sungguh-sungguh. Proses penyebaran radiasi sehingga menyebabkan penyinaran kepada manusia dapat melalui berbagai media, seperti tanah, udara, air, dan rantai makanan. Sebagai contoh, penyinaran radiasi kepada para petugas radiologi di rumahsakit berasal dari pesawat sinar-X. Begitu pula dalam hal lepasan radioinuklida dari kegiatan instalasi nuklir, seperti pada kegiatan penambangan dan pemrosesan biji uranium, pemrosesan bahan bakar, dan reaktor nuklir dapat menyebabkan penyinaran radiasi kepada para pekerja.

Kegiatan yang dilakukan oleh pekerja karena pekerjaannya terhadap sumber radiasi

akan menambah jumlah penerimaan dosis radiasi. Oleh karena itu, perlu dilakukan upaya perlindungan radiologis kepada para pekerja. Upaya perlindungan radiologis yang dimaksud adalah upaya yang dilakukan untuk menciptakan kondisi yang sedemikian sehingga agar efek radiasi pengion terhadap manusia dan lingkungan hidup tidak melampaui nilai batas yang ditentukan, misalnya dengan menyingkirkan sumber radiasi yang ada, mengubah jalur lintasan pencapaian radiasi dari sumber kepada manusia, atau mengurangi jumlah pekerja yang menerima radiasi atau pengatur waktu lamanya bekerja di daerah radiasi.

Penyinaran radiasi kepada pekerja yang karena pekerjaannya dapat berasal dari sumber radiasi alamiah dan/atau sumber radiasi buatan. Setiap pekerja radiasi diupayakan jangan sampai menerima dosis radiasi baik sesaat maupun akumulatif

melebihi nilai batas dosis yang telah ditetapkan, kecuali dalam keadaan darurat jika tidak ada alternatif lain (diperkenankan dua kali dari kondisi normal). Upaya keselamatan radiologis adalah mengupayakan agar penerimaan dosis yang diterima pekerja karena pekerjaannya serendah mungkin dan menjamin agar setiap tindakan harus mengarah kepada keselamatan pekerja, tanpa mengurangi kemanfaatan pemakaian radiasi bagi kesejahteraan manusia. Bagi pekerja bukan pekerja radiasi, tetapi telah bekerja lebih dari satu bulan diperlakukan aturan seperti pekerja radiasi^{8,9}.

3.1. Upaya Proteksi Radiasi Eksterna

Upaya proteksi radiasi eksterna biasanya berhubungan dengan kegiatan pemakaian alat dan sumber pemancar radiasi, seperti pesawat sinar-X, reaktor nuklir, akselerator, dan sumber radiasi tertutup. Upaya proteksi radiasi yang dimaksud adalah tindakan yang dilakukan untuk mengurangi pengaruh radiasi yang merusak akibat pajanan radiasi, agar terimaan dosis radiasi yang diterima pekerja serendah mungkin. Cara untuk mengurangi terimaan dosis radiasi yang dipancarkan dari sumber radiasi ada empat cara, yaitu :^{9,10}

1. Membatasi aktivitas sumber radiasi pada tingkat serendah mungkin
2. Membatasi waktu kerja
3. Bekerja dalam jarak sejauh mungkin dari sumber radiasi

4. Menggunakan perisai (penahan radiasi)

3.1.1. Membatasi aktivitas sumber radiasi pada tingkat serendah mungkin

Pembatasan tingkat aktivitas sumber radiasi yang dipakai harus disesuaikan dengan pekerjaan yang akan dilaksanakan, yaitu dengan memilih sumber radioaktif yang mempunyai aktivitas rendah sesuai dengan penggunaannya. Tingkat aktivitas yang lebih tinggi dapat digunakan jika hal tersebut diperlukan untuk mempercepat pekerjaan. Jika kita menggunakan pesawat sinar-X atau pesawat ⁶⁰Co dan ¹³⁷Cs harus digunakan medan radiasi yang sekecil mungkin sesuai dengan prosedur.

3.1.2. Membatasi waktu kerja

Membatasi waktu kerja yang dimaksud adalah pekerja harus melaksanakan pekerjaannya dalam waktu yang sesingkat-singkatnya, karena lamanya penyinaran sebanding dengan dosis radiasi total yang diterimanya. Hubungan antara dosis radiasi yang diterima pekerja terhadap waktu dapat dirumuskan sebagai berikut :

$$D_S = D_L \times t \quad \dots \dots \dots (1)$$

dengan D_S : dosis (μ Sv), D_L : laju dosis (μ Sv /jam), dan t : waktu penyinaran (jam).

Pada daerah nilai dosis yang biasa dihadapi dalam keselamatan radiasi, umumnya efek biologik bergantung pada dosis total. Oleh karena itu, penerimaan dosis akibat kerja bagi

pekerja dalam melaksanakan pekerjaannya tertentu dengan medan radiasi yang agak tinggi dapat dikendalikan dengan cara pengatur lama waktu kerja.

Dalam melaksanakan kerja yang sesingkat-singkatnya tidak berarti bahwa pekerja setiap kali harus melihat jam agar tidak terlampaui waktu dalam melaksanakan pekerjaannya. Pekerja harus tetap memusatkan pekerjaan secara sungguh – sungguh tidak boleh tergesa-gesa. Pekerjaan yang dilakukan secara tergesa-gesa kemungkinan dapat menyebabkan kecelakaan dan memperlambat penyelesaian pekerjaan yang berakibat lebih tingginya penerimaan dosis radiasi. Kemungkinan dengan sedikit melampaui jatah waktu yang ditetapkan lebih baik dari pada harus mengulang pekerjaan lagi.

3.1.3. Bekerja dalam jarak sejauh mungkin dari sumber radiasi

Mengatur jarak antara sumber radiasi dengan pemakai, semakin jauh jarak sumber radiasi semakin kecil laju dosis radiasi yang diterima pekerja. Laju pajanan radiasi gamma dari sumber radiasi pada jarak 1 meter dari sumber per satuan aktivitas dinyatakan dalam C/kg/jam yang beraktivitas 1 MBq atau dapat dinyatakan pula dalam R/jam pada jarak 1 meter untuk sumber radiasi bentuk titik yang beraktivitas 1 Ci.

Hubungan antara laju dosis terhadap jarak sumber titik ke pekerja dapat dirumuskan sebagai berikut :

$$D_{L1} \times r_1^2 = D_{L2} \times r_2^2 \dots\dots\dots (2)$$

dengan

D_{L1} : laju dosis pada jarak r_1 (μSv /jam),

D_{L2} : laju dosis pada jarak r_2 (μSv /jam),

r_1 dan r_2 masing-masing jarak dari sumber 1 dan 2.

3.1.4. Perisai radiasi

Perisai radiasi ditempatkan di antara sumber radiasi dengan pemakai untuk melindungi pekerja terhadap penerimaan dosis radiasi yang berlebihan. Prinsip perisai radiasi adalah untuk mengurangi fluks radiasi yang terjadi di balik perisai radiasi. Pengurangan radiasi tersebut disebabkan interaksi antara radiasi dengan bahan yang dipakai untuk perisai radiasi. Tebal perisai radiasi dapat dihitung dengan menggunakan rumus sebagai berikut :

$$D_{Lx} = D_{Lo} e^{-\mu x} \dots\dots\dots (3)$$

dengan :

D_{Lx} : laju dosis dibalik perisai radiasi (μSv /jam).

D_{Lo} : laju dosis sumber radiasi sebelum diberi perisai radiasi (μSv /jam).

μ : koefisien serapan linier (bergantung pada bahan yang dipakai untuk perisai).

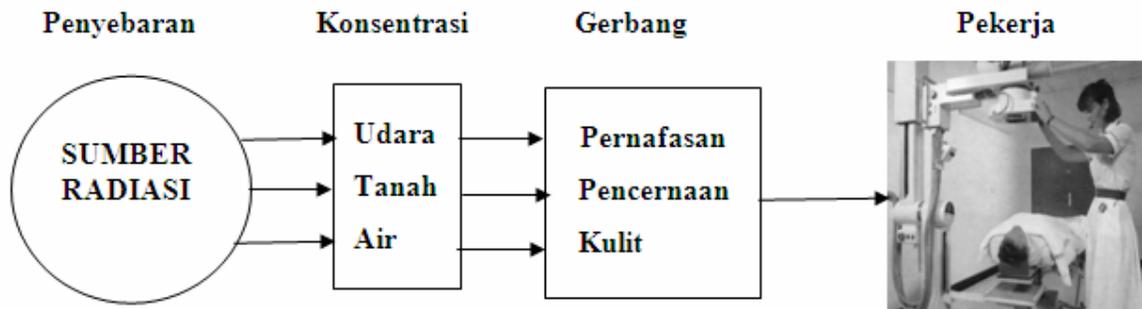
x : tebal perisai radiasi (mm).

3.2. Upaya Proteksi Radiasi Interna

Radiasi interna terjadi apabila sejumlah zat radioaktif masuk ke dalam jaringan organ tubuh, melalui saluran pernafasan, pencernaan, dan kulit (baik yang utuh maupun luka). Air tritium dan iodin dalam bentuk cair atau uap dapat masuk melalui kulit yang utuh. Selama zat radioaktif di dalam jaringan organ tubuh memancarkan radiasi secara terus-menerus sampai aktivitasnya habis. Aktivitas zat radioaktif tersebut akan berkurang melalui proses peluruhan dan proses pengurangan biologi. Kegiatan penambangan umumnya merupakan kontribusi terbesar radiasi interna, karena tersebarnya debu yang mengandung radionuklida primordial dari dalam bumi di daerah kerja, terutama gas radon. Oleh karena itu diupayakan agar debu tersebut tidak

menyebarkan tanpa terkendali, misalnya dengan memasang alat penyedot udara (*blower*) yang memadai. Penyebaran zat radioaktif dari sumber radiasi sampai ke dalam jaringan organ tubuh diperlihatkan pada Gambar 2.

Dalam setiap pekerjaan yang melibatkan zat radioaktif ada kemungkinan zat radioaktif tersebut dapat menyebar di daerah kerja karena sirkulasi angin yang akhirnya zat radioaktif tersebut dapat masuk ke dalam tubuh para pekerja melalui gerbang pernafasan (hidung), pencernaan (mulut), dan penyerapan pada kulit (terutama kulit yang luka yang secara langsung masuk melalui darah).



Gambar 2. Jejak zat radioaktif dari sumber radiasi ke jaringan organ tubuh.

Menurut Gambar 2 untuk mengurangi atau mencegah masuknya zat radioaktif ke dalam tubuh ada tiga hal yang perlu diperhatikan, yaitu :⁹

1. Mengurangi atau mencegah menyebarnya zat radioaktif ke lingkungan kerja.
2. Mengurangi konsentrasi radionuklida di daerah kerja.
3. Menutup gerbang-gerbang atau mencegah masuknya zat radioaktif ke dalam tubuh melalui setiap gerbang tersebut

Dalam sistem ventilasi pada ruangan daerah aktif harus selalu dipantau. Jumlah zat radioaktif yang terlepas haruslah sekecil mungkin dalam batas yang aman dan biasanya sekitar 1/100 dari batas konsentrasi maksimum yang diperkenankan setiap hari, yaitu :¹¹

$$\frac{C}{B} \leq 0,01 \quad \dots\dots\dots (5)$$

Jika terdiri atas beberapa jenis radionuklida, maka :

$$\frac{C_1}{B_1} + \frac{C_2}{B_2} + \frac{C_3}{B_3} + \dots \leq 0,01 \quad \dots\dots\dots (6)$$

dengan C1, C2, C3, adalah konsentrasi masing-masing radionuklida yang dilepas dan B1, B2, B3, adalah batas masing-masing konsentrasi radionuklida yang diperkenankan.

IV. PERLENGKAPAN KESELAMATAN KERJA

Setiap pekerja harus menggunakan perlengkapan keselamatan kerja, baik sebagai pekerja radiasi maupun bukan pekerja radiasi. Tujuan pemakaian perlengkapan keselamatan kerja adalah untuk melindungi para pekerja dari bahaya radiasi maupun non-radiasi. Jenis perlengkapan keselamatan kerja perorangan, antara lain respirator, perlengkapan pelindung tubuh atau bagian tubuh (kacamata pengaman, pelindung kepala, pelindung tangan dan kaki, dan pakaian pelindung)¹¹.

4.1. Respirator

Jenis respirator banyak ragamnya, tujuan yang terpenting adalah untuk mencegah masuknya zat radioaktif ataupun bahan lain yang berbahaya dan beracun ke dalam tubuh pekerja melalui pernafasan (hidung) maupun melalui mulut, bergantung pada bentuk dan jenis bahan penapis (filter) yang digunakan dan tujuan pemakaiannya. Ada dua jenis respirator, yaitu respirator tanpa pemasok udara dan respirator dengan pemasok udara.

Respirator tanpa pemasok udara adalah respirator yang tidak dilengkapi oleh pemasok udara dan fungsinya untuk mencegah masuknya kontaminasi udara melalui saluran pernafasan. Respirator ini dilengkapi dengan penapis penyerap kontaminasi dan dapat menahan gas yang akan masuk ke dalam tubuh. Respirator jenis

ini biasanya digunakan di daerah yang cukup oksigennya dan tidak dapat digunakan di daerah yang kurang oksigennya, misalnya jika daerah yang sedang terjadi kebakaran dan daerah yang diliputi asap tebal.

Respirator dengan pemasok udara adalah respirator yang dilengkapi dengan pemasok udara untuk pernafasan sehingga respirator jenis ini lebih efektif digunakan untuk mencegah masuknya berbagai kontaminasi ke dalam tubuh melalui pernafasan dan mulut. Udara pemasok berupa gas oksigen yang dapat berasal dari sumber yang kontinyu dan dapat pula dari sumber terbatas dalam tabung oksigen. Respirator jenis ini biasanya digunakan oleh pekerja yang bertugas sebagai pemadam kebakaran.

4.2. Kacamata Pengaman

Kacamata pengaman yang biasanya dipakai pekerja ada yang berbentuk seperti kacamata biasa dan ada pula yang berbentuk tertutup seluruh bagian muka. Fungsi kacamata tersebut untuk melindungi mata pekerja dari kemungkinan bahaya radiasi maupun non radiasi yang ditimbulkan dari kegiatan pekerja karena pekerjaannya. Bahaya tersebut dapat berasal dari sumber radiasi atau di tempat lain di sekitar sumber radiasi berupa debu, cairan, gas dan bahan-bahan lain yang mengandung zat radioaktif.

4.3. Pelindung Kepala

Pelindung kepala biasanya berupa helem yang terbuat dari bahan plastik yang keras dan ringan, ada pula yang dibuat dari katun berbentuk topi, dan ada yang menutupi seluruh bagian kepala. Jenis bahan dan bentuk pelindung kepala bergantung pada jenis kontaminasi dan ukuran partikel. Pelindung kepala ini berfungsi untuk melindungi kepala pekerja dari bahaya radiasi maupun non radiasi yang berupa debu, cairan, dan berbagai bahan lain.

4.4. Pelindung Tangan dan Kaki

Jenis dan bentuk pelindung tangan berupa sarung tangan dan kaki berupa sepatu. Bentuk dan bahan sarung tangan beragam ada yang berbentuk pendek dan ada pula yang panjang sampai siku, sementara bahannya ada yang dibuat dari karet, kulit, kain, dan plastik bergantung jenis bahaya radiasi yang akan dihadapi dan perlindungan yang diperlukan. Bentuk dan bahan sepatu beragam. Pekerja yang bekerja di bagian mekanik biasanya menggunakan bahan sepatu yang kuat dan dilapisi oleh lempeng baja pada bagian dalamnya. Sepatu dari bahan kain atau plastik sebatas mata kaki biasanya digunakan untuk mencegah kontaminasi bagi pekerja yang bekerja di daerah kontaminasi rendah sampai sedang. Sepatu tinggi yang dibuat dari bahan karet biasanya digunakan untuk bekerja di daerah kontaminasi tinggi atau dalam penanggulangan kecelakaan nuklir.

4.5. Pakaian Pelindung

Pakaian pekerja radiasi berbeda dengan pekerja yang bukan pekerja radiasi, (misalnya yang pekerja bengkel mekanik dan elektronik). Pakaian pekerja radiasi menutupi sebagian besar tubuh dan bahannya dibuat dari plastik atau katun. Pekerja radiologi menggunakan sarung tangan, apron (gaun pelindung) yang berlapis timbal dengan tebal maksimum 0,5 mm.

Beberapa jenis pakaian pekerja radiasi, jenis pakaian sekali pakai terus dibuang, jenis pakaian yang dapat dipakai beberapa kali, dan jenis yang dapat dicuci dan dipakai secara kontinyu yang dilengkapi dengan pemasok udara. Jenis pakaian yang terakhir ini khusus dipakai di daerah yang kontaminasinya tinggi dan ruangan yang suhunya tinggi. Pekerja yang bekerja di daerah tersebut sehingga pekerja yang bekerja di daerah tersebut akan berkeringat dan merasa panas yang berlebihan, sehingga pakaian tersebut dilengkapi dengan pemasok udara.

Pakaian pekerja yang digunakan oleh pekerja radiasi dalam penanggulangan bahaya radiasi bentuk dan sifatnya secara umum sama dengan pakaian yang digunakan pekerja radiasi di daerah kontaminasi tinggi. Perbedaannya kedua jenis pakaian tersebut, pada pakaian pekerja radiasi penanggulangan bahaya radiasi dilengkapi dengan pemasok udara yang dapat dibawa-bawa kemana saja dan dilengkapi pula dengan alat komunikasi.

V. PEMANTAUAN DOSIS RADIASI PEKERJA

5.1. Pemantauan Dosis Radiasi Eksterna

Penyinaran radiasi eksternal yang dipantau meliputi radiasi foton, neutron, dan beta berenergi tinggi. Sementara radiasi alfa dan beta berenergi rendah, seperti karbon-14 dan tritium tidak perlu dilakukan pemantauan radiasi eksternal karena radionuklida tersebut tidak mampu menembus lapisan kulit, sehingga tidak merugikan bagi kesehatan pekerja. Alat pemantau terimaan dosis radiasi eksternal biasanya menggunakan alat ukur dosimeter, antara lain dosimeter saku, dosimeter film, dan dosimeter termoluminisensi (TLD)^{9,11}.

5.1.1. Dosimeter Saku

Dosimeter saku ada dua jenis, yaitu jenis kapasitor dan jenis elektroskop. Dosimeter saku jenis kapasitor untuk pembacaannya memerlukan alat baca yang sekali gus berfungsi sebagai alat pemberi muatan listrik pada waktu dosimeter akan digunakan. Dosimeter jenis ini biasanya mempunyai rentang baca sampai 200 mR (2 mSv) dengan ketelitian sekitar $\pm 15\%$ pada energi 50 keV sampai 2 MeV. Dosimeter saku jenis elektroskop adalah dosimeter yang dapat dibaca secara langsung tanpa menghilangkan informasi yang terkandung di dalamnya. Dosimeter jenis ini umumnya mempunyai daerah ukur berkisar dari 0 sampai 200 mR atau 500 mR (0 sampai 2 atau 5 mSv), dengan

ketelitian $\pm 15\%$ untuk energi antara 50 keV sampai 2 MeV.

Dosimeter ini biasanya dipakai untuk mendeteksi sinar X dan sinar gamma, tetapi dapat juga untuk mendeteksi radiasi neutron dengan menambahkan lapisan boron di bagian dalam volum pekanya. Agar nilai bacaan tidak keliru dosimeter harus dikalibrasi dengan medan radiasi yang sesuai, misalnya dengan sinar gamma dari ^{137}Cs , ^{60}Co atau sinar X dengan energi yang sesuai.

5.1.2. Dosimeter Film

Dosimeter film biasanya menggunakan film sinar X yang terbungkus rapat dan berukuran $3\text{ cm} \times 4\text{ cm}$ untuk mengukur radiasi foton dan /atau radiasi beta berenergi tinggi. Sedangkan untuk radiasi neutron biasanya menggunakan film jejak emulsi (neutron termal : $50\ \mu\text{Gy} - 5\text{ Gy}$) dan neutron cepat ($40\ \mu\text{Gy} - 0,1\text{ Gy}$)^{9, 10}. Film ditempatkan dalam wadah yang terbuat dari logam atau plastik, pada bagian depan dan belakang wadah yang menghadap ke dalam diberi berbagai filter tipis, seperti aluminium, timah putih, tembaga, dan timbal. Pemasangan filter tersebut dimaksudkan agar dapat menduga energi radiasi yang mengenai film dan/atau dapat mengetahui arah datangnya radiasi, dari depan ataukah dari belakang wadah. Sistem ini disebut lencana film (*film badge*). Dosimeter film ini mempunyai keunggulan, karena dapat disimpan sebagai arsip dan dapat dibaca ulang

bila diperlukan. Energi kalibrasi dipilih sesuai dengan energi radiasi yang akan diukur dengan menggunakan dosimeter film ini, misalnya menggunakan sinar-X dengan berbagai energi, berkas radiasi sinar gamma dari ^{137}Cs dan ^{60}Co .

5.1.3. Dosimeter Termoluminensi dan Jejak nuklir

Dosimeter termoluminensi (*Termoluminescence Dosimetry*, disingkat TLD) yang dibuat dari bahan zat padat dalam bentuk kristal atau bubuk yang mengandung cacat, antara lain LiF:Mg , $\text{CaSO}_4\text{:Mn}$, dan $\text{CaF}_2\text{:Mn}$. Kristal tersebut dapat memancarkan cahaya ketika dipanaskan, jika sebelumnya bahan itu mendapat penyinaran radiasi. Biasanya TLD dipakai untuk mengukur dosis akumulasi dari sinar-X, sinar gamma, partikel beta, dan neutron pada rentang $0,1\text{ mGy} - 1000\text{ Gy}$. Untuk pengukuran neutron, baik neutron cepat maupun neutron termal dapat digunakan dosimeter jejak nuklir dari bahan plastik yang dikenal dengan film Cr-39 ^{9, 11}.

5.2. Pemantauan Dosis Radiasi Interna

Pemantauan terimaan dosis radiasi interna biasanya dilakukan dengan menerapkan program *bioassay*, yaitu salah satu cara untuk menentukan kandungan zat radioaktif yang mengendap di dalam organ tubuh pekerja. Cara tersebut dapat dilakukan dengan teknik *in-vitro* atau *in-vivo*. Penentuan metode yang akan digunakan bergantung pada

jenis dan jumlah radionuklida serta macam kegiatan yang sedang ditangani.

5.2.1. Teknik *In-vitro*

Teknik *in-vitro* adalah cara menentukan dan memperkirakan kandungan radionuklida dalam tubuh melalui pengukuran dengan cara tak langsung, misalnya melalui penentuan kandungan radionuklida dalam air kencing (*urine*) atau tinja (*feces*). Berdasarkan jenis potensi bahaya radiasi interna yang dapat mengenai para pekerja, maka teknik *in-vitro* harus dilakukan dengan analisis radionuklida, misalnya analisis kandungan radionuklida di dalam air kencing seperti radionuklida pemancar alfa (^{239}Pu), beta (^{90}Sr) dan gamma (^{137}Cs) melalui proses pemisahan radionuklida secara radiokimia.

Hasil analisis kandungan radionuklida dalam contoh air kencing yang diperoleh merupakan konsentrasi radionuklida dalam contoh yang dinyatakan dalam Bq/m^3 atau Bq/l . Jika telah diketahui hasil konsentrasi radionuklida dalam contoh air seni dan volume air kencing yang dikeluarkan selama jangka waktu tertentu, maka dapat diperkirakan kandungan zat radioaktif dalam tubuh. Dengan demikian dapat diperkirakan berapakah zat radioaktif yang masuk ke dalam organ tubuh dengan menggunakan model matematika tertentu. Kesulitan teknik ini adalah karena terdapatnya banyak faktor yang mempengaruhi kinetika metabolisme

radionuklida dalam jaringan tubuh. Oleh karena itu teknik ini biasanya hanya dapat digunakan untuk perkiraan kasar saja.

Di samping itu juga harus diketahui apakah radionuklida yang masuk ke dalam organ tubuh zat yang mudah terlarut atau tidak mudah larut. Hal ini untuk keperluan teknik *in-vitro* dengan memilih contoh melalui air kencing atau tinja. Zat yang mudah terlarut dilakukan pengukuran contoh melalui air kencing, sementara zat yang tidak mudah larut dilakukan melalui contoh tinja^{9, 11}.

5.2.2. Teknik *In-vivo*

Teknik *in-vivo* adalah pengukuran kandungan radionuklida dalam organ tubuh secara langsung, tidak memerlukan contoh. Kandungan radionuklida dalam organ tubuh pekerja diukur secara langsung menggunakan sistem alat cacah untuk seluruh tubuh (*Whole Body Counting System* atau WBC). Cara ini dapat dilakukan jika unsur-unsur radionuklida yang terakumulasi dalam tubuh adalah unsur-unsur gamma atau pemancar beta yang dapat menghasilkan *bremsstrahlung* dengan energi cukup tinggi. Sistem alat cacah ini menggunakan sistem spektrometer gamma. Cara penentuan aktivitas radionuklida yang terkandung di dalam organ tubuh dengan cara ini relatif teliti dibandingkan dengan teknik *in-vitro*.

Pelaksanaan teknik *in-vivo* akan diperoleh hasil yang langsung menunjukkan

jumlah aktivitas radionuklida dalam organ atau seluruh tubuh pada saat ini. Dengan demikian perhitungan terimaan dosis radiasi interna yang diterima pekerja secara cepat diketahui. Oleh karena itu, teknik *in-vivo* ini terutama berguna dalam mendeteksi seorang pekerja yang dicurigai mendapat kontaminasi interna yang cukup tinggi akibat kecelakaan nuklir, juga dapat digunakan untuk memastikan hasil analisis *in-vitro*. Pelaksanaan teknik *in-vivo* biasanya dilakukan pada organ-organ tubuh tertentu seperti paru-paru, ginjal, dan seluruh tubuh^{9, 10}.

VI. PEMBAHASAN

Seperti yang diperlihatkan pada Tabel 1, setiap pekerja yang bekerja di industri nuklir atau di industri non nuklir kemungkinan akan menerima dosis radiasi cukup tinggi jika tidak diupayakan perlindungan radiologis. Pekerja harus melindungi dirinya dari radiasi yang dipancarkan dari sumber radiasi agar tidak menerima dosis radiasi yang melebihi nilai batas dosis yang telah ditetapkan baik sebagai pekerja radiasi maupun bukan pekerja radiasi. Bahaya radiasi dapat berasal dari luar tubuh (eksterna radiasi) maupun dari dalam tubuh (interna radiasi). Partikel alfa secara umum tidak dianggap berpotensi sebagai sumber bahaya radiasi eksterna karena daya tembusnya sangat kecil, namun sangat

berpotensi bahaya radiasi interna jika masuk ke dalam tubuh manusia.

Bahaya radiasi eksterna dapat berasal dari radiasi beta, sinar-X, sinar gamma, dan neutron, karena radiasi yang dipancarkan mempunyai daya tembus cukup kuat. Bahaya radiasi eksterna umumnya banyak diterima oleh pekerja yang bekerja baik pada kegiatan industri nuklir maupun non nuklir, antara lain pesawat sinar-X (kegiatan medik dan industri), kamera gamma, akselerator, reaktor nuklir, dan sumber radioaktif terbuka atau tertutup yang tidak lepas dari bungkusnya. Para pekerja yang bekerja pada kegiatan-kegiatan tersebut di atas harus dapat mengendalikan sumber radiasi dengan cara memperhitungkan waktu kerja, jarak sumber radiasi, memakai pelindung radiasi yang sesuai, dan memperkecil aktivitas sumber radiasi sesuai dengan maksud penggunaannya. Di samping itu pekerja harus memakai pemantau dosis radiasi yang sesuai, misalnya dosimeter saku, dosimeter film atau TLD. Pengendalian dosis radiasi bagi pilot beserta awak pesawat terbang dan astronaut dilakukan menggunakan alat pemantau dosis radiasi perorangan, misalnya menggunakan TLD untuk mengetahui terima dosis efektif tahunan selama melaksanakan tugasnya. Radiasi yang diterima pilot beserta awak pesawat terbang dan astronaut berasal dari sinar kosmik dan radionuklida kosmogenik (^{22}Na , ^3H , ^7Be , dan ^{14}C) di

lapisan atmosfer yang berasal dari sumber radiasi alamiah. Radiasi yang berasal dari sinar kosmik sangat bergantung pada letak lintang dan tinggi tempat, makin tinggi letak lintang dan tinggi tempat akan mendapat dosis radiasi kosmik lebih tinggi.

Bahaya radiasi interna terjadi jika zat radioaktif masuk ke dalam tubuh manusia dan terakumulasi di dalam organ kritik, misalnya paru-paru, ginjal, tulang, dan otot. Zat radioaktif dapat masuk ke dalam tubuh melalui saluran pernafasan, pencernaan, dan kulit. Pekerja yang bekerja di industri pertambangan, terutama tambang uranium sangat berpotensi mendapat radiasi interna dari debu yang mengandung radionuklida alam, terutama gas radon (^{222}Rn) dan anak luruh yang berumur pendek (^{218}Po , ^{214}Pb , ^{214}Bi , dan ^{214}Po) yang memancarkan radiasi alfa yang dapat terakumulasi di dalam saluran pernafasan, kemungkinan dapat menimbulkan kanker paru-paru. Oleh karena itu untuk mengendalikan masuknya zat radioaktif ke dalam tubuh manusia perlu dilakukan upaya perlindungan radiologik pekerja dengan cara mencegah atau mengurangi penyebaran zat radioaktif di lingkungan kerja, mengurangi tingkat konsentrasi radionuklida di daerah kerja, menggunakan perlengkapan keselamatan kerja, misalnya respirator yang memadai, kacamata pengaman, dan pakaian pelindung. Bagi pekerja yang dicurigai mendapat dosis radiasi tinggi perlu dilakukan

pemantauan dosis radiasi interna menggunakan teknik *in-vitro* atau *in-vivo*.

Pekerja tambang bawah tanah dan ruang bawah tanah sangat berpotensi mendapat radiasi yang berasal dari sumber radiasi alamiah, terutama gas radon dan thoron beserta anak luruhnya. Pada Tabel 1, memperlihatkan bahwa orang yang bekerja di dalam ruang bawah tanah menerima dosis efektif tahunan rata-rata sebesar 4,8 mSv. Dosis efektif tahunan ini paling tinggi yang diterima oleh pekerja yang bekerja di dalam ruangan bawah tanah. Oleh karena itu perlu diupayakan keselamatan radiologis bagi pekerja tersebut, dengan cara mengurangi konsentrasi gas radon di dalam ruang kerja dengan cara pemasangan blower yang memadai dan mengatur waktu kerja. Di dalam ruang kerja diupayakan konsentrasi gas radon serendah mungkin tidak melebihi tingkat tindakan (*action level*) gas radon yang direkomendasikan oleh IAEA, yaitu 1.000 Bq/m³. Di samping itu setiap pekerja sebaiknya memakai TLD untuk memantau dosis radiasi akumulatif yang diterima selama melakukan pekerjaan.

VII. KESIMPULAN DAN SARAN

Kesimpulan dari makalah ini adalah memberikan pedoman tentang keselamatan radiologis bagi pekerja radiasi maupun bukan pekerja radiasi karena pekerjaannya yang bekerja di industri nuklir dan non-nuklir, agar

dosis efektif tahunan perorangan yang diterima pekerja serendah mungkin (tidak melebihi nilai batas dosis yang telah ditetapkan). Bahaya radiasi yang diterima pekerja karena pekerjaannya dapat berasal dari sumber radiasi eksternal maupun sumber radiasi internal. Upaya keselamatan radiologis pekerja yang berasal dari sumber radiasi eksternal dapat dilakukan dengan memperkecil aktivitas sumber radiasi, mempercepat waktu kerja, dan memberikan pelindung radiasi di antara sumber radiasi dengan pekerja. Sementara untuk upaya pengendalian radiasi terhadap pekerja dilakukan dengan menggunakan alat pemantau radiasi yang sesuai.

Upaya keselamatan radiologis pekerja yang berasal dari sumber radiasi internal dilakukan dengan cara mengurangi atau mencegah penyebaran zat radioaktif di lingkungan kerja, mengurangi konsentrasi radionuklida di daerah kerja, dan mencegah masuknya zat radioaktif ke dalam tubuh, melalui saluran pernafasan, pencernaan makanan, dan permukaan kulit. Upaya pengendalian radiasi internal terhadap pekerja (terutama pekerja yang diperkirakan menerima dosis radiasi tinggi) dengan cara melakukan pemeriksaan dengan teknik *in-intro* dan *in-vivo*.

Setiap pekerja radiasi maupun bukan pekerja radiasi diwajibkan untuk mentaati ketentuan-ketentuan keselamatan dan

keamanan kerja, dengan mematuhi prosedur kerja yang berlaku di instalasi tempat pekerja bekerja. Jika prosedur kerja dan petunjuk kerja ada yang tidak sesuai dengan kegiatan yang dilakukan oleh pekerja, maka pekerja dapat melakukan konsultasi dengan supervisor keselamatan dan keamanan kerja. Di samping itu setiap pekerja bertanggungjawab atas keselamatan dan keamanan dirinya dan orang lain di sekitarnya.

DAFTAR PUSTAKA

1. BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR, *Undang-undang Republik Indonesia No.10 Tahun 1997 Tentang Ketenaganukliran*, Himpunan Peraturan Perundangan Ketenaganukliran I.
2. BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR, *Peraturan Kepala Badan Pengawasan Tenaga nuklir, No. 7 Tahun 2009, Tentang Keselamatan Radiasi dalam Penggunaan Peralatan Radiografi Industri*, BAPETEN, Jakarta (2009).
3. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Safety Standards, Safety Series No. 115*, IAEA, Vienna (1996).
4. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Radiation, People and The Environment*, IAEA, Vienna (2004).
5. UNITED NATION SCIENTIFIC COMMITTEE ON THE EFFECT OF ATOMIC RADIATION, *Sources and Effects of Ionizing Radiation*, UNSCEAR 2000, Report to the General Assembly, with Scientific Annex, Vol. 1, United Nations, New York (2000).
6. P3KRBiN-BATAN, *Laporan Survei Keselamatan Radiasi dari Paparan Gas*

Radon dan Thoron di Tambang Emas Bawah Tanah Pongkor, Jakarta (2001).

7. SUTARMAN, MAKHSUN, BUCHARI, dan SRI MUMPUNI, N.R., *Perkiraan Dosis Interna dari Gas Radon di Tambang Emas Bawah Tanah Daerah Cikotok Propinsi Banten*, Prosiding Presentasi Ilmiah Keselamatan Radiasi dan Lingkungan XI, 21 Desember 2005, PTKMR-BATAN, Jakarta (2005).
8. BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR, *Peraturan Pemerintah Republik Indonesia No. 63 Tahun 2000, Tentang Keselamatan dan Kesehatan Terhadap Pemanfaatan Radiasi Pengion*, Himpunan Peraturan Perundangan Ketenaganukliran I.
9. WIRYOSIMIN, S., *Mengenal Asas Proteksi Radiasi*, Penerbit ITB Bandung, Bandung (1995).
10. ALAN, M and SAMUAL, A.H., *An Introduction to Radiation Protection*, Third Edition, London-New York (1986).
11. BADAN TENAGA ATOM NASIONAL, *Pengelolaan Keselamatan dan Keamanan Kegiatan Nuklir BATAN di Kawasan PUSPIPTEK Serpong*, BATAN, Jakarta (1987).

TANYA JAWAB :

1. Penanya : Iin Kurnia (PTKMR-BATAN)

Pertanyaan :

1. Apakah selama ini sumber radiasi yang dipakai itu dosisnya terlalu tinggi ?

Jawaban : Sutarman

1. Dalam proteksi radiasi pembatasan tingkat radiasi sumber radiasi yang dipakai harus disesuaikan dengan pekerjaan yang akan dilaksanakan, yaitu dengan memilih sumber radioaktif yang mempunyai aktivitas rendah sesuai dengan penggunaannya.

Tingkat radiasi yang tinggi dapat digunakan jika hal tersebut diperlukan untuk mempercepat pekerjaan. Tujuan secara umum adalah menjamin agar tingkat terimaan dosis radiasi pekerja pada tingkat yang serendah-rendahnya dengan tetap memperhatikan faktor ekonomi dan sosial yang terlibat dalam kegiatan tersebut, yang disebut ALARA (*As Low As Reasonably Achievable*).

2. Penanya : A. Sorot Soediro (PPGN-BATAN)

Pertanyaan :

1. Berapa % kontribusi yang diberikan oleh bahan bangunan, seperti batu bata, asbes, dan gipsum yang dianggap dapat memberikan radiasi ?
2. Bagaimana caranya agar penghuni di dalam rumah selamat dan aman dari radiasi ?

Jawaban : Sutarman

1. Konsentrasi total radionuklida yang terkandung di dalam bahan bangunan tersebut direkomendasikan sebagai berikut :

$$\frac{C_{K-40}}{3500} + \frac{C_{Ra-226}}{310} + \frac{C_{Th-232}}{230} \leq 1Bq/kg$$

dengan C_{K-40} , C_{Ra-226} , dan C_{Th-232} berturut-turut adalah konsentrasi ^{40}K , ^{226}Ra , dan ^{232}Th dalam bangaun bangunan tersebut.

2. Rumah dilengkapi dengan ventilasi yang memadai, tidak menggunakan bahan bangunan yang berpotensi memancarkan radiasi alamiah, dan menutup lantai dan dinding yang retak.

3. Penanya : Hasnel Sofyan (PTKMR-BATAN)

Pertanyaan :

1. Termasuk pekerja radiasi atau non-radiasi awak pesawat dan astronout yang dalam pekerjaannya menerima dosis efektif tahunan dari radiasi kosmik cukup tinggi untuk di Indonesia ? Kira-kira berapa % awak pesawat yang menggunakan TLD,

atau *film badge* di Indonesia ? Kira-kira berapa kontribusi yang diberikan oleh *galactic radiation cosmic* (GRC) ?

Jawaban : Sutarman

1. Awak pesawat dan astronout bukan sebagai pekerja radiasi karena menurut Peraturan Kepala Badan Pengawasan Tenaga Nuklir, No.7 Tahun 2009, Tentang Keselamatan Radiasi dalam Penggunaan Peralatan Radiografi Industri, yang dimaksud dengan pekerja radiasi adalah setiap orang yang bekerja di instalasi nuklir atau instalasi radiasi yang diperkirakan menerima dosis radiasi tahunan melebihi nilai batas dosis radiasi untuk masyarakat umum. Di Indonesia belum diwajibkan bagi awak pesawat terbang menggunakan TLD atau *film badge* selama penerbangannya. Saya belum mendapatkan data kontribusi *galactic radiation cosmic* kepada radiasi sinar kosmik, umumnya radiasi siunar kosmik yang berasal dari sinar matahari yang sering diukur dosis efektif tahunan rata-rata yang diterima penduduk dunia adalah 0,4 mSv (laporan UNSCEAR 2000).

**4. Penanya : Huriyatil Afiah
(PTKMR-BATAN)**

Pertanyaan :

1. Berapa konsentrasi gas radon di dalam rumah yang diperbolehkan ?
Bagaimana caranya untuk mengurangi konsentrasi gas radon di dalam rumah?

Jawaban : Sutarman

1. Menurut rekomendasi dari IAEA tingkat tindakan (*action level*) gas radon di dalam rumah 1000 Bq/m³.

**5. Penanya : Irma Sri Hapsari
(PTKMR-BATAN)**

Pertanyaan :

1. Dikatakan bahwa dosis radiasi yang masuk ke dalam tubuh dapat diketahui dengan teknik *in-vitro* atau *in-vivo*.
2. Koreksi : Teknik *in-vitro/in-vivo* tidak dapat dipakai untuk mendeteksi dosis radiasi yang masuk ke dalam tubuh dapat diketahui dengan *Whole Body Counting* (WBC). Sedangkan teknik *in-vitro/in-vivo* untuk mengetahui keadaan/status organ tertentu, misalnya hati, jantung, ginjal, dan lain-lain.

Jawaban : Sutarman

1. Terima kasih atas koreksinya.

PEMETAAN DOSIS RADIASI GAMMA DI FASILITAS KALIBRASI PTNBR UNTUK SUMBER ^{60}Co 400 GBq DENGAN MCNP5

Rasito, Rini H. Oetami, Tri Cahyo L., Endang Kurnia,
Suhulman, Soleh Sofyan, dan Zaenal Arifin

Pusat Teknologi Nuklir Bahan dan Radiometri – BATAN
Jl. Tamansari No.71 Bandung 40132 Jawa Barat

ABSTRAK

PEMETAAN DOSIS RADIASI GAMMA DI FASILITAS KALIBRASI PTNBR UNTUK SUMBER ^{60}Co 400 GBq DENGAN MCNP5. Untuk pemantauan keselamatan radiasi di fasilitas kalibrasi PTNBR telah dilakukan pemetaan dosis radiasi gamma dari sumber radiasi gamma ^{60}Co 400 GBq dengan simulasi Monte Carlo MCNP5. Untuk melakukan simulasi dibutuhkan input berupa model geometri wadah berkolimator, dan ruang kalibrasi, model sumber radiasi dan model laju dosis. Model sumber radiasi adalah sumber gamma ^{60}Co 400 GBq yang ditempatkan di dalam wadah berkolimator. Simulasi dilakukan untuk dua posisi yaitu posisi kolimator tertutup dan kolimator terbuka. Hasil simulasi menunjukkan untuk posisi kolimator tertutup laju dosis gamma di permukaan kolimator sebesar 12,8 mrem/jam dan laju dosis di permukaan wadah sebesar 24 mrem/jam. Laju dosis gamma di dalam ruang kalibrasi sebesar 0,02 - 28 mrem/jam dan di luar ruang kalibrasi sebesar 0,02 - 0,16 mrem/jam. Nilai laju dosis di dalam ruang kalibrasi jauh lebih besar dari 1 mrem/jam yang merupakan nilai laju dosis maksimum untuk tercapainya batas dosis (NBD) pekerja radiasi yaitu 20 mSv/tahun. Demikian halnya di luar ruang kalibrasi memiliki nilai laju dosis yang menyebabkan NBD untuk masyarakat terlampaui. Sedangkan untuk posisi kolimator terbuka laju dosis gamma di permukaan kolimator sebesar $1,01\text{E}+5$ mrem/jam dan di permukaan wadah sebesar 33 mrem/jam serta laju dosis di luar ruang kalibrasi sebesar 0,16 - 95 mrem/jam. Berdasarkan nilai - nilai tersebut laju dosis di dalam maupun di luar ruang kalibrasi untuk posisi kolimator terbuka dan tertutup juga melebihi NBD untuk pekerja radiasi maupun masyarakat. Untuk terwujudnya ruang kalibrasi yang memenuhi persyaratan kalibrasi dan keselamatan pekerja maupun masyarakat maka di fasilitas kalibrasi PTNBR perlu dilakukan penambahan bahan penyerap gamma pada wadah berkolimator dan dinding ruang kalibrasi.
Kata kunci : laju dosis, radiasi gamma, fasilitas kalibrasi, MCNP5

ABSTRACT

GAMMA RADIATION DOSE MAPPING IN THE PTNBR CALIBRATION FACILITY FOR 400 GBq ^{60}Co SOURCE USING MCNP5. Gamma radiation dose mapping of a 400 GBq ^{60}Co gamma source for radiation safety monitoring in the PTNBR calibration facility has been done using MCNP5 Monte Carlo simulation. To do this simulation it is needed some inputs i.e geometry of container having collimator, calibration room, radiation source and dose rate models. A 400 GBq ^{60}Co gamma source in the container is used as a radiation source model. Simulation has been done for two positions i.e the closed and opened collimators respectively. The simulation results showed as followed for closed collimator position the gamma dose rate on the collimator surface was 12.8 mrem/hour and that on the container surface was 24 mrem/hour. The gamma dose rates inside and outside the calibration room were in the ranges of 0.02 - 28 mrem/hour and 0.02 - 0.16 mrem/hour respectively. The gamma dose rate inside the calibration room was much higher than 1 mrem/hour which was the maximum dose rate allowed for radiation worker to reach the dose rate limit of 20 mSv/year. For outside the calibration room the gamma dose rate was also much higher than public dose rate limit of 1 mSv/year. Meanwhile, for opened collimator position the gamma dose rate on the collimator surface was $1.01\text{E}+5$ mrem/hour and on the container surface was 33 mrem/hours and for outside the calibration room was in the range of 0.16 - 95 mrem/hours. According to the result of dose mapping either inside or outside the calibration room for closed and opened collimator, both results gave the dose rate value which are much higher than the maximum dose rate allowed either for radiation worker or public. To achieve the calibration room which fulfilled requirement for calibration and safety objectives both for worker and public the PTNBR's calibration facility designed must be improved by adding the

gamma absorber material to the container having collimator, and the wall thickness of calibration room as well.

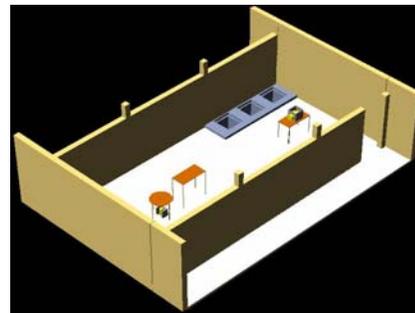
Key words : dose rate, gamma radiation, calibration facility, MCNP5

I. PENDAHULUAN

Di fasilitas kalibrasi PTNBR akan ditempatkan sumber radiasi gamma yaitu ^{60}Co yang memiliki aktivitas 400 GBq (± 11 Ci). Sumber gamma tersebut direncanakan akan ditempatkan dalam wadah berkolimator yang sebelumnya digunakan untuk sumber Cs-137 yang sekarang aktivitasnya telah mengecil (orde mCi). Penempatan sumber ^{60}Co dalam wadah tersebut dimungkinkan akan memberikan perubahan nilai laju dosis radiasi di ruang kalibrasi. Untuk mengetahui tingkat laju dosis radiasi di ruang kalibrasi dan di ruang kerja operator diperlukan pemetaan dosis. Pemetaan dosis radiasi di ruang kalibrasi dilakukan untuk mengetahui nilai laju dosis radiasi di daerah kalibrasi alat. Pemetaan dosis di ruang operator dilakukan untuk memastikan keselamatan radiasi bagi petugas. Jika hasil pemetaan laju dosis di daerah kerja fasilitas kalibrasi di atas nilai batas dosis yang diijinkan (NBD) maka dilakukan tindakan proteksi radiasi.

Untuk mengetahui laju dosis radiasi gamma dapat dilakukan pengukuran secara langsung oleh petugas proteksi radiasi (PPR) menggunakan surveimeter. Namun sebelum

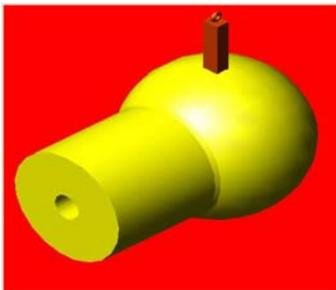
pengukuran perlu dilakukan pemetaan dosis radiasi menggunakan model perhitungan dosis dimana hal ini akan mengurangi terimaan dosis oleh PPR.



Gambar 1. Ruang kalibrasi PTNBR

Salah satu model perhitungan yang dapat dimanfaatkan untuk pemetaan dosis adalah metode monte carlo dengan salah satu program komputernya yaitu MCNP5 (*Monte Carlo N-Particle version 5*). Program komputer MCNP5 adalah alternatif yang sangat baik untuk menyelesaikan masalah perhitungan dosis. MCNP5 merupakan perangkat lunak komputer berbasis monte carlo yang diaplikasikan untuk menghitung perjalanan partikel yaitu neutron, foton, dan elektron. Perangkat lunak ini dikerjakan oleh tim monte carlo X-5 (2003) dari

Laboratorium Nasional Los Alamos, USA. Metode monte carlo merupakan metode numerik statistik dengan menyimulasikan bilangan acak untuk penyelesaian masalah yang tidak mungkin diselesaikan secara analitik. Geometri ruang kalibrasi yang kompleks menjadikan penggunaan MCNP5 untuk pemetaan dosis di ruang kalibrasi merupakan bentuk penyelesaian terbaik ¹.



Gambar 2. Wadah dan kolimator sumber

Simulasi laju dosis gamma dilakukan untuk menjamin bahwa dalam kegiatan kalibrasi tetap memberikan dosis radiasi gamma yang aman bagi pekerja dan masyarakat. Ketika kolimator ditutup maka dosis radiasi di dalam ruang kalibrasi harus di bawah NBD untuk pekerja radiasi dan di luar ruangan harus di bawah NBD untuk masyarakat. NBD untuk pekerja radiasi adalah 1 mrem/jam (20 mSv/tahun) dan NBD untuk masyarakat adalah 0,01 mrem/jam (1 mSv/tahun) ².

II. TATA KERJA

Untuk dapat melakukan pemetaan laju dosis di ruang kalibrasi menggunakan MCNP5 dibutuhkan beberapa inputan. Input yang diperlukan adalah geometri ruang kalibrasi, model sumber radiasi, dan model laju dosis.

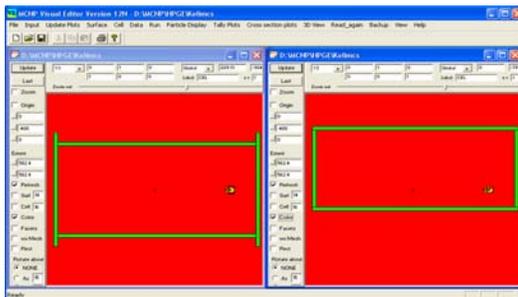
2.1 Model Geometri ruang kalibrasi

Hal terpenting dalam pemodelan dengan MCNP5 adalah geometri. Akurasi hasil pemodelan juga sangat ditentukan oleh kesesuaian dengan geometri obyek yang akan dimodelkan. Geometri fasilitas kalibrasi yang dimodelkan meliputi dinding ruangan, kolimator, dan wadah sumber. Seluruh bagian dari fasilitas dimasukkan ke dalam pemodelan geometri karena semua memiliki kontribusi dalam penyerapan radiasi gamma dan beta yang dihasilkan dari sumber ⁶⁰Co.

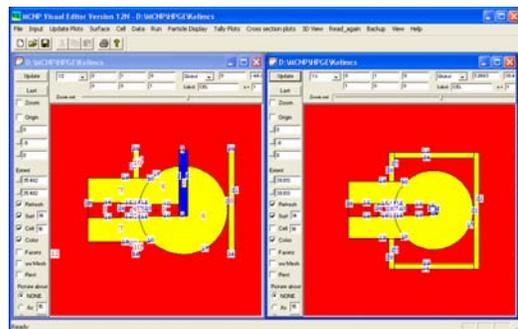
Di fasilitas kalibrasi PTNBR, terdapat ruang kalibrasi dengan ukuran panjang x lebar x tinggi ruangan adalah 10,35 m x 5,15 m x 4,5 m. Dinding terbuat dari bahan beton dengan ketebalan 20 cm. Bentuk ruang kalibrasi diperlihatkan dalam Gambar 1 dan dalam versi MCNP vised diperlihatkan pada Gambar 3. Wadah sumber adalah berupa bola terbuat dari bahan timbal dengan diameter 30 cm. Wadah tersebut dihubungkan dengan kolimator yang memiliki diameter lubang 5 cm dengan ketebalan timbal 8,25 cm. Wadah dan kolimator sumber diperlihatkan dalam Gambar 2 dan dalam versi MCNP vised diperlihatkan pada Gambar 4.

Tabel 1. Komposisi material berdasarkan fraksi berat ^{1,3}.

Unsur	ID MCNP5	Udara 0,0012 g/cm ³	Beton 0,075 g/cm ³	SS304 7,82 g/cm ³	Timbal 11,35 g/cm ³
Hidrogen	1001		7,86e-3		
Nitrogen	7014	7,78e-1			
Nitrogen	7015	2,89e-3			
Oksigen	8016	2,09e-1	4,39e-2		
Argon	18000	9,34e-3			
Natrium	11023		1,05e-3		
Magnesium	12000		1,40e-4		
Alumunium	13027		2,39e-3		
Silikon	14000		1,58e-2		
Kalium	19000		6,90e-4		
Kalsium	20000		2,92e-3		
Kromium	24000			0,1900	
Mangan	25055			0,0175	
Besi	26000		3,10e-4	0,7000	
Nikel	28000			0,0925	
Timbal	82000				1,0000



Gambar 3. Geometri ruang kalibrasi dalam MCNP Visual Editor



Gambar 4. Geometri wadah dan kolimator dalam MCNP Visual Editor

Di fasilitas kalibrasi PTNBR, terdapat ruang kalibrasi dengan ukuran panjang x lebar x tinggi ruangan adalah 10,35 m x 5,15 m x 4,5 m. Dinding terbuat dari bahan beton dengan ketebalan 20 cm. Bentuk ruang kalibrasi diperlihatkan dalam Gambar 1 dan dalam versi MCNP vised diperlihatkan pada Gambar 3. Wadah sumber adalah berupa bola terbuat dari bahan timbal dengan diameter 30 cm. Wadah tersebut dihubungkan dengan kolimator yang memiliki diameter lubang 5 cm dengan ketebalan timbal 8,25 cm. Wadah dan kolimator sumber diperlihatkan dalam Gambar 2 dan dalam versi MCNP vised diperlihatkan pada Gambar 4.

Untuk menghitung interaksi gamma dengan atom dari komponen-komponen yang

terdapat di fasilitas maka di dalam model geometri MCNP5 dibutuhkan data material sebagai inputan. Material yang dimodelkan diantaranya adalah udara, beton, baja, dan timbal. Komposisi material yang ada di fasilitas kalibrasi berdasarkan fraksi berat diperlihatkan pada Tabel 1.

2.2 Model Sumber Radiasi

Dalam pemetaan laju dosis menggunakan MCNP5 diperlukan model sumber radiasi atau disebut "definisi sumber". Sumber radiasi di fasilitas kalibrasi yang akan dimodelkan hanya sumber gamma ^{60}Co di dalam wadah dan kolimator sumber. Model sumber yang digunakan sebagai data input dalam simulasi MCNP5 diperlihatkan dalam Tabel 2.

Tabel 2. Data sumber untuk input MCNP5

Sumber	Keterangan
Nuklida	^{60}Co
Aktivitas	400 GBq
Bentuk	Silinder
Posisi	Dalam wadah
Energi gamma	1,173 MeV (100 %)
	1,333 MeV (100 %)
Jenis partikel	Foton, elektron
Arah berkas	Isotropik

2.3 Model Laju Dosis

Untuk mendapatkan keluaran berupa laju dosis maka dalam simulasi menggunakan MCNP5 ini digunakan beberapa jenis *tally*, diantaranya adalah *tally* fluks detektor (F5),

tally energi dosis (DE), dan *tally* fungsi dosis (DF). *Tally* F5 digunakan untuk memberikan keluaran MCNP5 berupa nilai fluks di detektor yang berbentuk titik maupun cincin. Oleh karena geometri ruang kalibrasi tidak simetri maka dalam perhitungan dosis tidak digunakan *tally* detektor bentuk cincin tetapi *tally* detektor bentuk titik¹. Formula matematik yang dilakukan MCNP5 dalam menghitung fluks di detektor titik diperlihatkan pada Persamaan 1.

$$F5 = \int_{E_i} dE \int_{t_j} dt \phi(\vec{r}_p, E, t) \quad (1/cm^2 \cdot s) \quad (1)$$

Tabel 3. Faktor konversi fluks gamma ke laju dosis menurut ICRP-21³.

Dosis Gamma	
DE (MeV)	DF (rem/jam)/n/cm ² .s)
0.1	1.47E-07
0.15	2.38E-07
0.2	3.45E-07
0.3	5.56E-07
0.4	7.69E-07
0.5	9.09E-07
0.6	1.14E-06
0.8	1.47E-06
1.0	1.79E-06
1.5	2.44E-06
2.0	3.03E-06

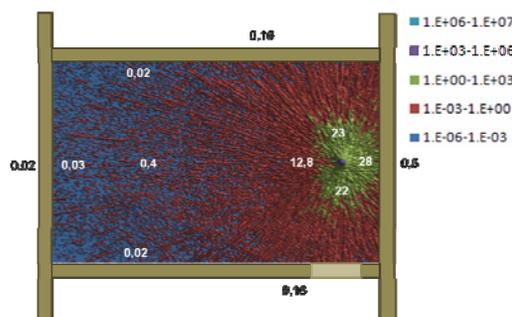
Di dalam pemodelan ini beberapa detektor bentuk titik ditempatkan di dalam dan di luar ruang kalibrasi. Fluks yang diperoleh selanjutnya dikonversi menjadi nilai dosis menggunakan *tally* energi dosis (DEn) dan *tally* fungsi dosis (DFn)¹. Nilai kedua *tally* tersebut diambil dari faktor konversi fluks ke

dalam laju dosis gamma yang dikeluarkan ICRP (ICRP-21) dengan nilai sebagaimana diperlihatkan pada Tabel 3. Untuk mendapatkan peta dosis digunakan *tally mesh*^{1,4}.

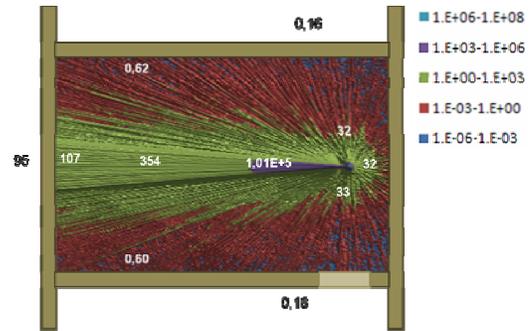
III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Program MCNP5 setelah diberikan inputan model geometri, model sumber radiasi, dan model laju dosis selanjutnya dijalankan menggunakan komputer PC CPU 2,67 GHz, RAM 240 MB dengan sistem operasi *Windows-XP*. Hasil running memperlihatkan nilai laju dosis gamma di beberapa titik di ruang kalibrasi yang telah ditentukan. Dalam pemodelan laju dosis ditempatkan detektor berdiameter 0,02 cm di beberapa titik di dalam dan di luar ruangan.

MCNP5 mengeluarkan hasil perhitungan berupa laju dosis gamma di titik dimana detektor ditempatkan. Simulasi dilakukan untuk dua kondisi yaitu ketika kolimator tertutup dan terbuka. Kondisi ini disesuaikan dengan kondisi umumnya di dalam kegiatan di fasilitas kalibrasi.



Gambar 5. Dosis gamma (mrem/jam) di ruang kalibrasi (kolimator tertutup)



Gambar 6. Dosis gamma (mrem/jam) di ruang kalibrasi (kolimator terbuka)

Hasil simulasi menunjukkan bahwa penempatan sumber dengan kondisi kolimator tertutup sebagaimana diperlihatkan pada Gambar 5 memberikan dosis gamma dipermukaan kolimator 12,8 mrem/jam dan dosis di permukaan wadah 24 mrem/jam. Dosis gamma di dalam ruang kalibrasi 0,02 – 28 mrem/jam dan di luar ruang 0,02 – 0,16 mrem/jam. Dosis gamma di dalam ruang kalibrasi masih melebihi NBD untuk pekerja radiasi. Begitu pula di luar ruangan memiliki dosis yang melebihi NBD untuk masyarakat umum. Hasil simulasi dosis ini menunjukkan bahwa desain wadah dan kolimator di fasilitas kalibrasi PTNBR tidak dapat digunakan untuk penempatan sumber ⁶⁰Co dengan aktivitas 400 MBq.

Untuk kondisi kolimator terbuka sebagaimana diperlihatkan pada Gambar 5, laju dosis gamma dipermukaan kolimator adalah 1,01E+5 mrem/jam dan di permukaan wadah 33 mrem/jam. Dosis gamma di luar ruang kalibrasi 0,16 – 95 mrem/jam. Laju

dosis di luar ruang kalibrasi masih melampaui NBD untuk masyarakat umum. Dari hasil simulasi dosis ini menunjukkan bahwa disamping desain wadah dan kolimator, dinding ruangan di fasilitas kalibrasi PTNBR juga tidak mampu menurunkan laju dosis hingga ke tingkat aman. Oleh karena itu diperlukan adanya modifikasi berupa penambahan bahan penyerap radiasi gamma pada wadah sumber, kolimator dan dinding ruangan untuk menurunkan laju dosis hingga tujuan keselamatan bagi pekerja radiasi dan masyarakat dapat tercapai.

Wadah sumber dengan bahan timbal (rapat jenis $11,5 \text{ g/cm}^3$) dan jari-jari 15 cm hanya menyerap radiasi gamma 99 %. Laju dosis pada jarak 15 cm untuk kondisi tanpa perisai adalah $\pm 10^6$ mrem/jam. Untuk mendapatkan laju dosis 1 mrem/jam (NBD untuk pekerja radiasi) dibutuhkan perisai timbal dengan ketebalan ± 23 cm. Untuk itu masih diperlukan tambahan perisai timbal dengan tebal > 8 cm agar laju dosis di permukaan wadah sumber di bawah NBD.

Untuk menurunkan laju dosis di luar ruang kalibrasi diperlukan penambahan dinding ruang terutama pada sisi kiri yaitu dinding yang berhadapan dengan arah berkas radiasi dari kolimator. Dinding ruang kalibrasi dengan bahan beton (rapat jenis $0,075 \text{ g/cm}^3$) dan tebal 20 cm hanya menyerap radiasi gamma 9 %. Untuk

mendapatkan laju dosis 0,01 mrem/jam (NBD untuk masyarakat) diperlukan alternatif berupa penempatan perisai timbal pada sisi dalam dinding dengan ketebalan > 13 cm. Namun demikian alternatif penambahan perisai timbal memerlukan biaya yang cukup besar.

IV. KESIMPULAN DAN SARAN

Program MCNP5 dapat digunakan secara baik untuk pemodelan dosis radiasi gamma di fasilitas kalibrasi PTNBR. Telah dilakukan pemetaan dosis menggunakan MCNP5 di ruang kalibrasi PTNBR dengan sumber radiasi ^{60}Co aktivitas 400 GBq untuk kondisi kolimator tertutup dan kolimator terbuka. Hasil simulasi menunjukkan untuk kondisi kolimator tertutup, laju dosis gamma dipermukaan kolimator 12,8 mrem/jam dan laju dosis di permukaan wadah 24 mrem/jam. Dosis gamma di dalam ruang kalibrasi 0,02 – 28 mrem/jam dan di luar ruang 0,02 – 0,16 mrem/jam. Laju dosis di dalam ruang kalibrasi melebihi nilai laju dosis maksimum yang diperbolehkan bagi pekerja radiasi sehingga dapat melebihi NBD; demikian halnya di luar ruangan laju dosisnya melebihi nilai NBD untuk masyarakat.

Untuk kondisi kolimator terbuka, laju dosis gamma dipermukaan kolimator sebesar $1,01\text{E}+5$ mrem/jam dan di permukaan wadah 33 mrem/jam. Laju dosis gamma di luar ruang

0,16 – 95 mrem/jam. Laju dosis di luar ruang kalibrasi melebihi NBD untuk pekerja radiasi maupun masyarakat. Untuk itu diperlukan penambahan bahan penyerap gamma pada wadah sumber, kolimator dan dinding ruangan fasilitas kalibrasi lama untuk menurunkan laju dosis sehingga tujuan keselamatan bagi pekerja radiasi dan masyarakat dapat tercapai.

UCAPAN TERIMA KASIH

Ucapan terima kasih disampaikan kepada Bapak Wahyu, Bapak Sudrajat, dan Bapak Kusman atas bantuannya dalam pembuatan geometri gedung kalibrasi PTNBR.

DAFTAR PUSTAKA

1. X-5 Monte Carlo Team, 2003, *MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. Volume II: User's Guide*, LA-UR-03-1987, Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, New Mexico.
2. IAEA, 1996, SAFETY SERIES No.115, *International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources*, Vienna, IAEA.
3. X-5 Monte Carlo Team, 2003, *MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. Volume I: Overview and Theory*, LA-UR-03-1987, Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, New Mexico.
4. Leone J., Mark Furler, Matt Oakley, Peter Caracappa, Brian Wang, and X. George Xu, 2005, *Dose Mapping Using MCNP5*

Mesh Tallies, The Radiation Safety Journal, Vol. 88, suppl 1 February.

TANYA JAWAB :

1. Penanya : Assef Fernando (PTKMR-BATAN)

Pertanyaan :

1. Apakah bisa simulasi Monte Carlo MCNP5 mensimulasikan hamburan radiasi yang terjadi bila sumber dibuka, bila bisa bagaimana caranya ?

Jawaban : Rasito

1. Bisa, diinputkan dari hamburan radiasi yang terjadi, dinding dan benda logam sekitarnya.

2. Penanya : Amir Djuhara (PPGN-BATAN)

Pertanyaan :

1. Dari hasil pemantauan keselamatan radiasi Bapak di luar ruang kalibrasi PTNBR, telah melebihi NAB Dosis. Upaya-upaya apa saja yang telah Bapak lakukan untuk mengurangi dosis yang ada sehingga dosis yang diterima pekerja maupun masyarakat bisa dipenuhi di bawah NAB ?

Jawaban : Rasito

1. Setelah dilakukan simulasi maka Fasilitas Lab. Kalibrasi PTNBR tidak memungkinkan, maka perlu didesain lagi.

METODE PENCUPLIKAN IODIN ELEMENTAL ($^{131}\text{I}_2$) MENGGUNAKAN KASA KUNINGAN BERLAPIS PERAK

Asep Setiawan dan Bunawas

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi – BATAN

ABSTRAK

METODE PENCUPLIKAN IODIN ELEMENTAL ($^{131}\text{I}_2$) MENGGUNAKAN KASA KUNINGAN BERLAPIS PERAK. Telah dilakukan pencuplikan iodin elemental ($^{131}\text{I}_2$) menggunakan kasa kuningan berlapis perak untuk beberapa kondisi laju aliran udara dan kelembaban udara. Efisiensi kasa ditentukan dengan cara mengalirkan udara yang mengandung iodin elemental ($^{131}\text{I}_2$) yang dihasilkan dari generator iodin aktif ke plastik penampung. Selanjutnya dialirkan melewati kasa kuningan berlapis perak dengan laju alir udara 10, 14, 18 dan 22 lpm, pada kelembaban udara relatif 70, 75, 80, dan 90%. Setelah pencuplikan selama 10 menit, kasa dicacah dengan spektrometer gamma dengan detektor germanium kemurnian tinggi (HPGe). Hasil pengukuran menunjukkan bahwa kasa mengalami penurunan efisiensi adsorpsi dari 91,3% menjadi 76,3% sebagai akibat dari naiknya laju alir udara dari 10 lpm menjadi 22 lpm. Efisiensi adsorpsi kasa turun dari 92,1% sampai 78,4% dengan naiknya kelembaban udara dari 75% menjadi 90%. Efisiensi adsorpsi kasa akan naik dari 76,3% sampai 100% dengan bertambahnya jumlah kasa dari 1 sampai 5 buah. Untuk pencuplikan iodin elemental, lebih baik digunakan 2 buah kasa kuningan berlapis perak karena lebih dari 90% iodin elemental dapat tercuplik oleh kasa.

Kata kunci : iodin elemental (I_2), kasa kuningan berlapis perak, spektrometer gamma

ABSTRACT

SAMPLING METHOD OF ELEMENTAL IODINE ($^{131}\text{I}_2$) BY USING SILVER SEALED BRASS WIRE-NETTING. Sampling of elemental iodine ($^{131}\text{I}_2$) by using silver sealed brass wire-netting has been carried out for several conditions of air flow rate and humidity. To determine wire - netting efficiency air contained elemental iodine ($^{131}\text{I}_2$) from active iodine generator was streamed to plastic collector . Then that was streamed through silver sealed brass wire-netting with air flow rate and relative air humidity which were varied to 10, 14, 18, 22 lpm and 70, 75, 80, and 90% respectively. After air sampling during 10 minutes, wire-netting were counted by gamma spectrometer with HPGe detector. The result showed that adsorption efficiency of wire-netting was decreased from 91.3% to 76.3% as a result of increasing of air flow rate from 10 lpm to 22 lpm. The adsorption efficiency was decreased from 92.1% to 78.4% by increasing of humidity from 75% to 90%. The adsorption efficiency of wire-netting would increase from 76.3% to 100% by increasing total wire-nettings from 1 to 5 numbers. For elemental iodine ($^{131}\text{I}_2$) sampling, it is better to use 2 silver sealed brass wire-nettings because more than 90% of elemental iodine ($^{131}\text{I}_2$) can be picked up by wire-netting

Key words: elemental iodine (I_2), silver sealed brass wire-netting, gamma spectrometer.

I. PENDAHULUAN

Dalam pemanfaatan teknologi nuklir dengan menggunakan zat radioaktif yang mudah menguap, perlu adanya penanganan

lebih lanjut dalam mengatasi pencemaran udara yang mungkin ditimbulkan. Gas buangan yang mengandung partikel aerosol radioaktif dapat menimbulkan dampak

negatif terhadap lingkungan dan manusia apabila sampai terhirup. Untuk mengatasi masalah tersebut, cara yang paling banyak digunakan adalah proses filtrasi udara dengan menggunakan filter sebagai alat filtrasi udara.^{1,7}

Salah satu syarat filter yang baik adalah mampu menahan partikel aerosol berbahaya terutama yang berdiameter kurang dari 1 μm (*ultrafine*), karena partikel yang halus ini lebih mudah terhisap oleh manusia. Dengan kata lain filter udara harus mempunyai efisiensi yang tinggi untuk menahan partikel-partikel tersebut.

Radioiodin (^{131}I) merupakan salah satu zat radioaktif yang cukup besar mendapat perhatian karena sifatnya yang mudah menguap (*volatil*) dengan kebolehjadian pembentukan 80% lebih besar dari radioiodin yang lain dan zat ini mempunyai organ kritis pada tubuh manusia yaitu kelenjar gondok. Apabila ^{131}I berada dalam tubuh, maka akan diserap oleh darah dan melalui metabolisme tubuh akan masuk ke dalam kelenjar gondok. Karena sifat kimianya identik dengan iodin stabil, maka ^{131}I akan diserap oleh kelenjar gondok, dan akan merusak kelenjar gondok yang pada akhirnya akan mengganggu kesehatan, sehingga zat ini perlu dipantau dengan seksama.^{3,6}

Lepasan radioiodin di udara biasanya terdapat dalam empat bentuk kimia fisiknya, yaitu berupa partikel, methyl iodin (CH_3I),

iodin elemental (I_2), dan hypodious iodin (HOI). Mengingat bentuk kimia fisika radioiodin tersebut, maka diperlukan alat pencuplik radioiodin yang khusus. Iodin partikel biasanya dicuplik dengan filter membran efisiensi tinggi, iodin elemental biasa dicuplik dengan filter yang mengandung logam Cu, Ag, Cd, sedangkan untuk methyl iodin dan hypodious iodin biasanya digunakan filter arang aktif yang ditambah EDTA atau KI.^{3,6}

Iodin elemental ($^{131}\text{I}_2$) merupakan salah satu bentuk kimia fisika dari radioiodin di udara yang perlu mendapat perhatian serius, karena prosentase pembentukannya di suatu fasilitas nuklir cukup besar berkisar antara 17,3% sampai dengan 66,1%.³ Sampai saat ini pencuplikan iodin untuk mengetahui tingkat konsentrasi iodin di udara maupun sistem penyaringan di cerobong, hanya efektif untuk menyaring iodin partikel, methyl iodin (CH_3I), dan hypodious iodin (HOI). Oleh karena itu, perlu dilakukan studi pencuplikan iodin elemental menggunakan kasa kuningan berlapis perak.

Kasa kuningan berlapis perak dipilih sebagai adsorben, karena kasa ini mudah diperoleh, mudah dibersihkan kembali setelah terkontaminasi, dan tahan lama, sehingga dari segi ekonomis cukup murah.²

Tujuan penelitian ini adalah menentukan efisiensi kasa kuningan berlapis perak dalam mengadsorbsi iodin elemental dan tujuan operasionalnya adalah

mempelajari pengaruh jumlah kasa, laju alir, dan kelembaban udara terhadap proses adsorpsi iodin elemental pada kasa.

Penelitian ini dilakukan dalam skala laboratorium, sehingga diharapkan penelitian ini dapat memberikan gambaran apabila akan dilakukan pada keadaan sebenarnya (di lapangan) tentang metode pencuplikan iodin elemental yang dilepaskan dari suatu fasilitas nuklir pada kasa kuningan berlapis perak. Selain itu, hasil penelitian ini akan digunakan untuk mengoptimalkan rangkaian pencuplik radioiodin (^{131}I) yang digunakan di setiap cerobong pembuangan suatu fasilitas nuklir.

II. METODOLOGI

Bahan dan Peralatan

Bahan yang digunakan adalah : larutan Na^{131}I (sumber radioaktif) buatan PT. Bantek Radioisotop, larutan NaOH 0,05 N, kristal KI pro analis buatan Merck – Jerman, kristal $\text{K}_2\text{Cr}_2\text{O}_7$ pro analis buatan Merck – Jerman, kristal P_2O_5 buatan Merck – Jerman, kristal CaSO_4 buatan Ohio - USA, silikon grease, air, air suling, dan alkohol teknis.

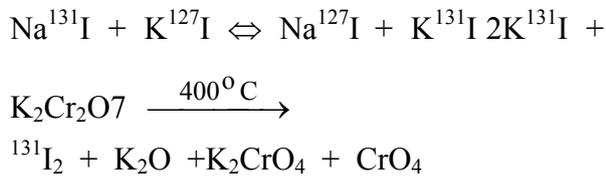
Peralatan yang digunakan adalah pemanas mantel, generator iodin aktif buatan PTKMR-BATAN, alat ukur panas (*thermocouple*), pompa dorong model N022 AVP buatan USA, pompa hisap model 300010 buatan TSI-USA, pemanas datar (hot plate), generator uap air buatan PTKMR-BATAN, kantong plastik (*chamber*) volume

± 200 liter, alat penangkap air (*water trap*) buatan PTKMR-BATAN, wadah pencuplik (*test holder*) buatan PTKMR-BATAN, pelat berlubang fleksi gelas, alat ukur laju aliran (*flow meter*) buatan Cole Parmer, charcoal buatan PTKMR-BATAN, kasa kuningan berlapis perak ukuran 100 mesh dengan diameter dalam 4 cm dan diameter luar 5,5 cm, gelas erlemeyer untuk wadah kristal P_2O_5 , wadah kristal CaSO_4 , alat ukur kelembaban udara buatan Jerman, slang plastik, pipa cabang, kran gelas, isolasi, tiang statip, plastik kantong, pinset, mikropipet, marinelli, mikroskop elektron merk Nikon, neraca analitik merk Satorius, alat-alat gelas, alat pencatat waktu (*stopwatch*), sistem pencacah radiasi gamma buatan Amerika dengan detektor HPGe.

Tata Kerja

Tata kerja penelitian yang dilakukan adalah sebagai berikut : disiapkan peralatan dan bahan yang akan digunakan, dirangkai peralatan sesuai dengan skema konfigurasi peralatan, dibuka kran masuknya uap air dan udara yang terkontaminasi iodin elemental ke dalam penampung, sedangkan kran keluarnya udara yang terkontaminasi dari penampung ditutup, dicampurkan larutan Na^{131}I aktif dengan larutan KI 0,05 M dalam generator iodin, lalu dimasukkan larutan $\text{K}_2\text{Cr}_2\text{O}_7$ 0,025 M dengan perbandingan volume 1 : 1 : 1, dan diaduk sampai homogen.

Campuran dipanaskan dalam pemanas mantel sampai suhu reaksi tercapai ($\pm 400^{\circ}\text{C}$), maka terjadi reaksi :



Kran udara dari pompa dorong ke generator iodin dan generator uap air dibuka, lalu pompa dorong dihidupkan, sehingga udara yang terkontaminasi iodin elemental dan uap air dapat mengalir dari masing-masing generator menuju penampung sampai penampung terisi udara yang terkontaminasi iodin elemental yang cukup untuk satu kali pencuplikan.

Untuk mempelajari pengaruh jumlah kasa terhadap efisiensi adsorpsi iodin elemental pada kasa kuningan berlapis perak, diatur kondisi udara yang terkontaminasi iodin elemental dalam penampung sehingga diperoleh suhu udara 29°C , kelembaban 90%, dengan mengatur banyaknya aliran uap air dari generator, pompa dorong dimatikan dan kran masuknya uap air dan udara yang terkontaminasi iodin elemental ditutup, dibuka kran untuk keluarnya udara yang terkontaminasi iodin elemental dari penampung bersamaan dengan dihidupkannya pompa hisap dan diatur laju alirannya sebesar 22 lpm selama 10 menit, maka udara yang terkontaminasi iodin elemental akan mengalir melewati 5 buah kasa kuningan berlapis perak yang disusun seri dengan jarak antar kasa 5 cm.

Untuk mempelajari pengaruh laju aliran terhadap efisiensi adsorpsi iodin elemental pada kasa kuningan berlapis perak, diatur kondisi udara yang terkontaminasi iodin elemental dalam penampung sehingga diperoleh suhu 29°C , kelembaban 90%, dengan mengatur banyaknya aliran uap air dari generator uap air, pompa dorong dimatikan dan kran masuknya uap air dan udara yang terkontaminasi iodin elemental ditutup, dibuka kran untuk keluarnya udara yang terkontaminasi iodin elemental dari penampung bersamaan dengan dihidupkannya pompa hisap dan diatur laju alirannya sesuai keinginan (10, 14, 18, dan 22 lpm), dengan menggunakan flowmeter selama 10 menit, maka udara yang terkontaminasi iodin elemental akan mengalir melewati 5 buah kasa kuningan berlapis perak yang disusun seri dengan jarak antar kasa 5 cm.

Untuk mempelajari pengaruh kelembaban udara terhadap efisiensi adsorpsi iodin elemental pada kasa kuningan berlapis perak, diatur kondisi udara yang terkontaminasi iodin elemental dalam penampung sehingga diperoleh suhu 29°C , kelembaban udara diatur sesuai keinginan (70, 75, 80, dan 90%) dengan mengatur banyaknya aliran uap air dari generator uap air dan dengan bantuan udara yang dihembuskan melewati CaSO_4 dan P_2O_5 , apabila kelembaban telah tercapai, pompa dorong dimatikan dan kran masuknya uap air

dan udara yang terkontaminasi iodin elemental ditutup, dibuka kran untuk keluarnya udara yang terkontaminasi iodin elemental dari penampung bersamaan dengan dihidupkannya pompa hisap dengan laju aliran 22 lpm selama 10 menit, maka udara yang terkontaminasi iodin elemental akan mengalir melewati 5 buah kasa berlapis perak yang disusun seri dengan jarak antar kasa 5 cm.

Iodin elemental akan ditangkap oleh kasa dan sebagian kecil iodin elemental yang lolos dari kasa dilewatkan melalui charcoal untuk mengurangi kemungkinan terlepasnya iodin elemental ke atmosfer. Kasa kuningan berlapis perak dibungkus rapat dengan plastik agar kemungkinan lepasnya iodin elemental dari kasa tidak terjadi.

Kasa dicacah dengan pencacah sinar gamma yang telah dikalibrasi dengan sumber standar campuran Eu bentuk piringan dengan diameter 0,5 cm, dengan energi 121,63 KeV, 244,82 KeV, 345,05 KeV, 411,50 KeV, dan 1407,09 KeV, dan diperoleh efisiensi pencacahan 0,00536 pada energi 364 KeV.

Dilakukan pengolahan data cacahan untuk memperoleh data aktivitas dengan mengonversikan data cacahan dengan persamaan :

$$A = \frac{N_c - N_{bg}}{60 \in T_c Y \exp(-\lambda t)} Fg \quad (1)$$

dengan :

A = aktivitas (Bq),

N_c = jumlah cacahan total selama

5 menit,

N_{bg} = jumlah cacahan latar selama

5 menit,

ϵ = efisiensi detektor (cps/dps),

60 = faktor konversi dari dpm ke dps,

T_c = waktu pencacahan (menit),

Y = kelimpahan isotop ^{131}I

λ = tetapan peluruhan

= $0,693/T_{1/2}$,

$T_{1/2}$ = waktu paruh ^{131}I ,

t = waktu tunda (detik),

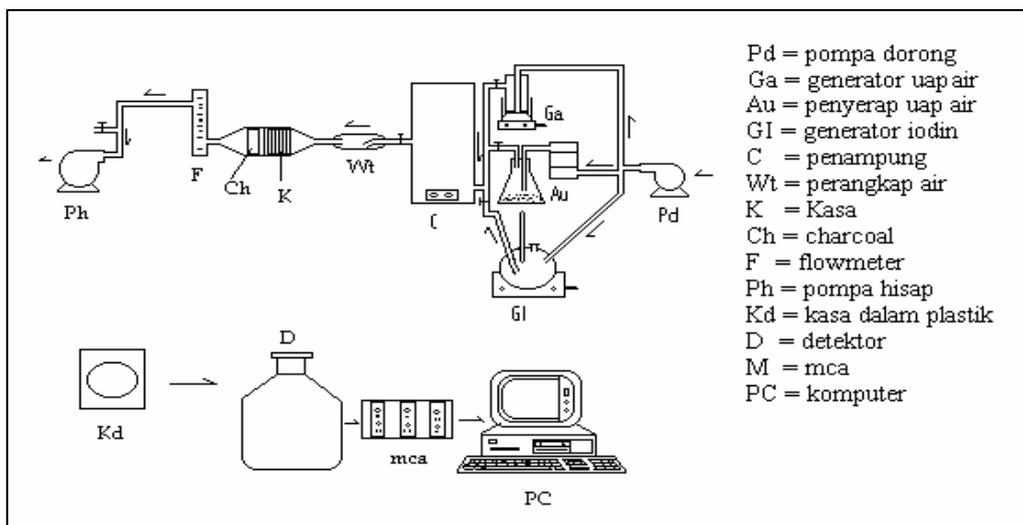
Fg = faktor geometri.

Hasil konversi tersebut selanjutnya diolah untuk memperoleh data efisiensi kasa dengan persamaan berikut:

$$E_n = \frac{AK_n}{\sum_{i=1}^n Ak} \times 100 \% \quad (2)$$

dengan AK adalah aktivitas kasa (Bq) dan n adalah jumlah kasa.

Skema penelitian :



Gambar 1. Skema Konfigurasi Peralatan

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Data hasil penelitian ini diperoleh berupa data hasil cacahan dan data hasil pengolahan. Data hasil cacahan latar dan data hasil cacahan cuplikan untuk masing-masing variabel penelitian yang digunakan dapat dilihat pada Tabel 1, 2, 3, 4 dan 5.

Tabel 1. Data Cacahan Latar

No.	Cacah (5 menit)
1	25
2	29
3	30
4	25
5	21
Rata-rata	25,2

Tabel 2. Data hasil cacah, aktivitas, dan efisiensi adsorpsi masing-masing kasa kuningan berlapis perak dengan variabel laju alir udara pada suhu 29°C dan kelembaban 90%

Laju alir (lpm)	No. Kasa	Cacahan (5menit)	Aktivitas ($\times 10^2$ Bq)	Efisiensi adsorpsi (%)
10,1	1	292834	97,185	91,3
	2	21311	7,065	6,6
	3	3866	1,276	1,2
	4	1494	0,488	0,5
	5	1383	0,451	0,4
14,1	1	380448	126,420	87,2
	2	41960	14,276	9,8
	3	5668	1,877	1,3
	4	3721	1,230	0,8
	5	3460	1,143	0,8
18,1	1	854101	243,407	77,8
	2	212956	60,684	19,4
	3	22042	7,339	2,3
	4	5862	0,877	0,3
	5	2691	0,040	0,1
22,1	1	927956	310,962	76,3
	2	266532	89,406	21,9
	3	32177	4,833	1,2
	4	10933	1,640	0,4
	5	3290	0,491	0,1

Tabel 3. Data hasil cacah, aktivitas, dan efisiensi adsorpsi masing-masing kasa kuningan berlapis perak dengan variabel kelembaban udara pada suhu 29°C dan laju alir udara 22,1 lpm

Kelembaban udara (%)	No. Kasa	Cacahan (5menit)	Aktivitas ($\times 10^2$ Bq)	Efisiensi adsorpsi (%)
70	1	849915	287,902	42,7
	2	814425	275,879	40,9
	3	222241	75,276	11,2
	4	85599	28,988	4,3
	5	16749	5,665	0,8
75	1	705706	239,051	57,3
	2	428496	145,145	34,8
	3	75396	25,532	6,1
	4	16024	5,420	1,3
	5	6304	2,127	0,5
80	1	566534	191,906	63,1
	2	239025	80,962	26,6
	3	62034	21,006	6,9
	4	22134	7,489	2,5
	5	8055	2,720	0,9
90	1	39094	13,325	47,3
	2	25718	8,703	31,1
	3	11032	3,729	13,3
	4	4842	1,632	5,8
	5	2052	0,687	2,5

Tabel 4. Data hasil cacah, aktivitas, dan efisiensi adsorpsi masing-masing kasa kuningan berlapis perak dengan variabel laju alir udara dan jumlah kasa pada suhu 29°C dan kelembaban 90%

Laju alir (lpm)	No. Kasa	Cacahan (5menit)	Aktivitas ($\times 10^2$ Bq)	Efisiensi adsorpsi (%)
10,1	1	292834	97,185	91,3
	2	21311	7,065	97,9
	3	3866	1,276	99,1
	4	1494	0,488	99,5
	5	1383	0,451	100
14,1	1	380448	126,420	87,2
	2	41960	14,276	97,1
	3	5668	1,877	98,4
	4	3721	1,230	99,2
	5	3460	1,143	100
18,1	1	854101	243,407	77,8
	2	212956	60,684	97,2
	3	22042	7,339	99,6
	4	5862	0,877	99,9
	5	2691	0,040	100
22,1	1	927956	310,962	76,3
	2	266532	89,406	98,3
	3	32177	4,833	99,5
	4	10933	1,640	99,0
	5	3290	0,491	100

Data hasil pengolahan berupa aktivitas iodin elemental dapat ditentukan dengan memperhitungkan lamanya waktu pencacahan kasa kuningan berlapis perak (5 menit), kelimpahan ^{131}I 81%, efisiensi pencacahan 0,00536 cpm/dpm, koreksi faktor geometri 3,712%, dan waktu tunda cuplikan, sehingga diperoleh data aktivitas iodin elemental pada kasa kuningan berlapis perak seperti terlihat pada Tabel 2, 3, 4 dan 5.

Efisiensi kasa kuningan berlapis perak dalam mengadsorpsi iodin elemental dapat ditentukan dengan mengukur besarnya aktivitas iodin elemental pada masing-masing

Tabel 5. Data hasil cacah, aktivitas, dan efisiensi adsorpsi masing-masing kasa kuningan berlapis perak dengan variabel kelembaban udara dan jumlah kasa pada suhu 29°C dan laju alir udara 22,1 lpm

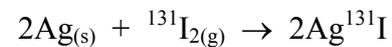
Kelembaban udara (%)	No. Kasa	Cacahan (5menit)	Aktivitas (x10 ² Bq)	Efisiensi adsorpsi (%)
70	1	849915	287,902	42,7
	2	814425	275,879	83,7
	3	222241	75,276	94,9
	4	85599	28,988	99,2
	5	16749	5,665	100
75	1	705706	239,051	57,3
	2	428496	145,145	92,1
	3	75396	25,532	98,2
	4	16024	5,420	99,5
	5	6304	2,127	100
80	1	566534	191,906	63,1
	2	239025	80,962	89,7
	3	62034	21,006	96,6
	4	22134	7,489	99,4
	5	8055	2,720	100
90	1	39094	13,325	47,3
	2	25718	8,703	78,4
	3	11032	3,729	91,7
	4	4842	1,632	97,6
	5	2052	0,687	100

kasa dan besarnya aktivitas iodin elemental mula-mula (aktivitas iodin total pada kasa), maka diperoleh data hasil perhitungan efisiensi adsorpsi iodin elemental pada kasa kuningan berlapis perak seperti terlihat pada Tabel 2, 3, 4 dan 5.

Mekanisme pengendapan yang terjadi pada kasa kuningan berlapis perak yang digunakan untuk mengadsorpsi iodin elemental adalah proses difusi, sedangkan mekanisme pengendapan yang lain diabaikan, karena diameter iodin elemental ini sangat kecil yaitu 0,835 nm.

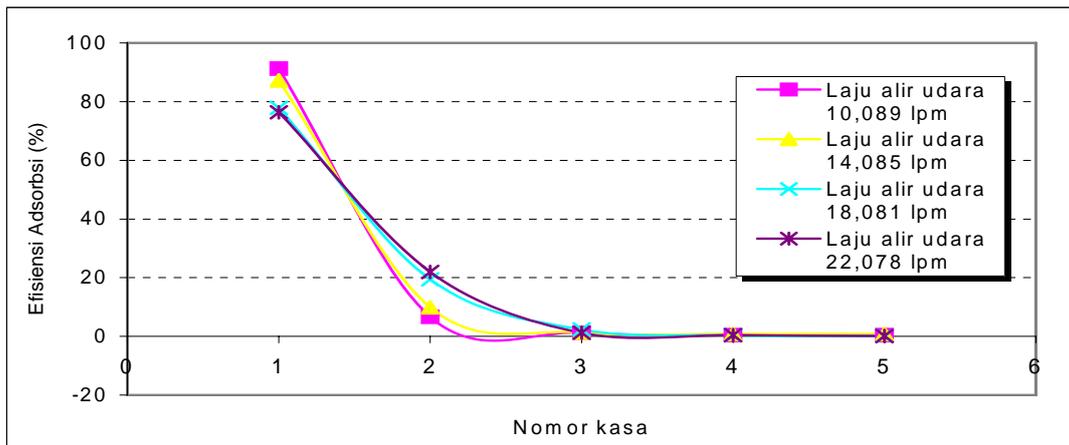
Iodin elemental yang melewati kasa kuningan berlapis perak, akan teradsorpsi pada porositas mikro kasa dengan ikatan Van

der Waals yang dilanjutkan dengan reaksi kimia dengan ikatan kovalen yang kuat antara iodin elemental dengan logam perak, seperti terlihat pada reaksi berikut :

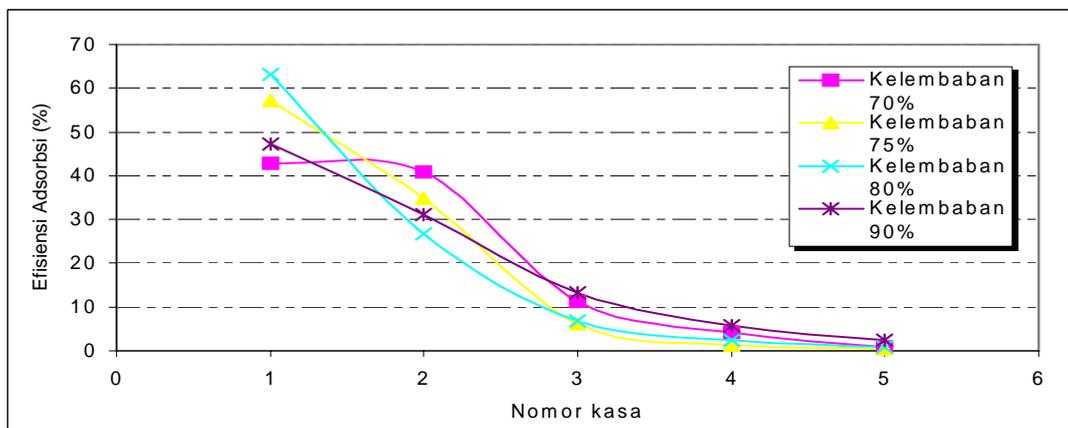


Reaksi penyerapan iodin elemental pada logam perak ini dipengaruhi oleh adanya pengotor yang mungkin tercuplik oleh kasa kuningan berlapis perak. Pengotor yang mungkin tercuplik ini adalah uap air yang berasal dari udara sebagai mediumnya ataupun dari bahan dasar pembuatan iodin elemental yang mengandung air dan bahan kimia lain. Pengotor ini akan menutupi permukaan kasa kuningan berlapis perak yang menyebabkan penyerapan iodin elemental pada perak kurang sempurna dan kemungkinan terlepasnya kembali iodin elemental dari kasa ke udara akan terjadi. Hal tersebut merupakan penyebab adanya perbedaan antara efisiensi adsorpsi iodin elemental pada kasa kuningan berlapis perak secara teori dan percobaan. Secara teori efisiensi adsorpsi iodin elemental pada kasa kuningan berlapis perak lebih tinggi dari percobaan.

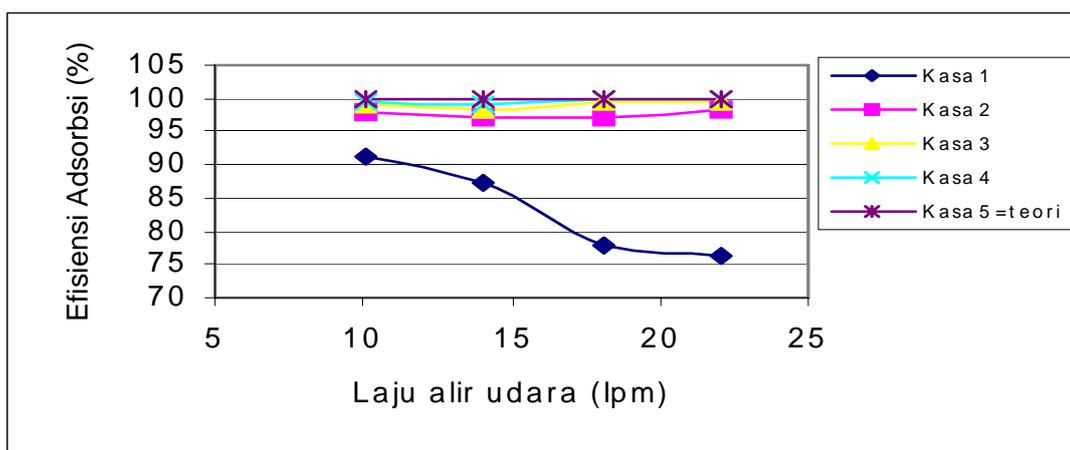
Efisiensi kasa kuningan berlapis perak akan semakin tinggi seiring dengan bertambahnya jumlah kasa yang digunakan dalam pencuplikan yang disusun secara seri, (Gambar 1a dan 1b). Hasil ini sesuai dengan percobaan Cheng, Y.S. dan Yeh, H.C.⁴ yang menyatakan bahwa efisiensi kasa merupakan fungsi dari jumlah kasa.



Gambar 1a. Hubungan nomor kasa dengan efisiensi adsorpsi untuk laju aliran yang berbeda
 Ket : kasa no. 1 : kasa yang terdekat dengan sumber, diikuti kasa no. 2, dst.



Gambar 1b. Hubungan nomor kasa dengan efisiensi adsorpsi untuk kelembaban udara yang berbeda



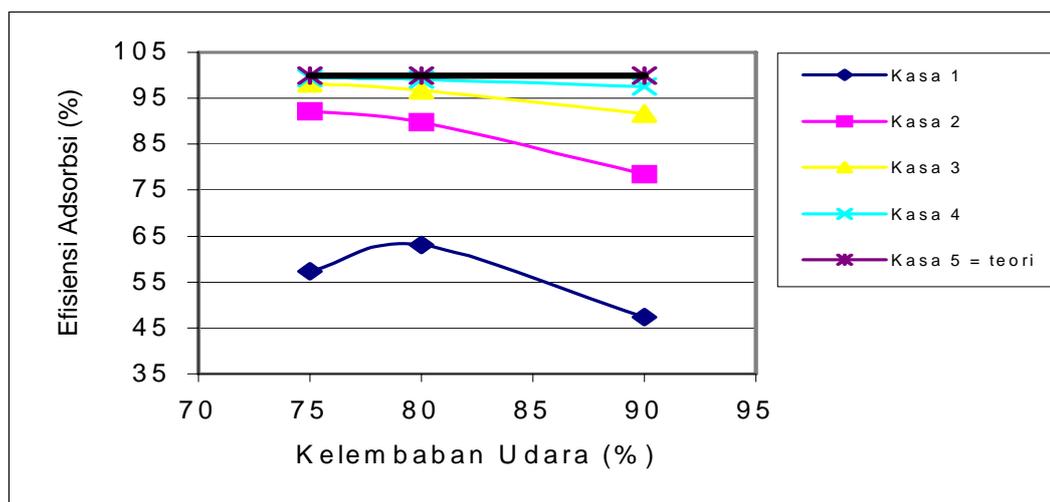
Gambar 2. Hubungan laju alir udara dengan efisiensi adsorpsi iodin elemental pada kasa kuningan berlapis perak untuk jumlah kasa berbeda pada suhu 29C dan kelembaban 90%

Hal ini terjadi karena iodin elemental yang mengalir melewati sejumlah kasa, maka pada kasa pertama sebagian iodin elemental akan terendapkan dan iodin elemental yang lolos dari kasa pertama sebagian akan mengendap pada kasa kedua, dan seterusnya sehingga makin banyak iodin elemental yang mengendap pada kasa secara difusi sampai diperoleh jumlah kasa maksimum yang dapat mengendapkan seluruh iodin elemental yang melewati kasa. Laju alir udara sangat berpengaruh terhadap efisiensi kasa kuningan berlapis perak seperti terlihat pada Gambar 2. Laju alir udara akan menaikkan efisiensi adsorpsi iodin elemental pada kasa kuningan berlapis perak apabila laju alir udaranya menurun atau sebaliknya. Hal ini disebabkan semakin lamanya waktu kontak antara kasa kuningan berlapis perak

dengan iodin elemental, sehingga proses adsorpsi iodin elemental pada kasa akan semakin baik, ikatan fisik (Van der Waals) dan ikatan kimia antara logam perak dan iodin elemental akan semakin kuat sampai mencapai titik jenuh tertentu.

Efisiensi kasa kuningan berlapis perak juga dipengaruhi oleh kelembaban udara, seperti terlihat pada Gambar 3.

Efisiensi adsorpsi iodin elemental pada kasa kuningan berlapis perak akan semakin turun apabila kelembaban udaranya naik. Semakin tinggi kelembaban udara, maka kasa akan semakin cepat mencapai titik jenuh dalam mengadsorpsi iodin elemental. Kejenuhan kasa ini disebabkan oleh adanya pengotor (uap air dan uap bahan dasar produksi iodin elemental) yang menutupi permukaan kasa tersebut,



Gambar 3. Hubungan kelembaban udara dengan efisiensi adsorpsi iodine elemental pada kasa kuningan berlapis perak unyuk jumlah kasa berbeda pada suhu 29oC dan laju alir udara 22 liter per menit.

sehingga luas permukaan kasa untuk mengadsorpsi iodin elemental akan semakin kecil dan kekuatan ikatan antara iodin elemental dengan logam perak akan berkurang, sehingga iodin elemental akan lebih mudah untuk terlepas kembali dari kasa ke atmosfer. Selain itu, uap air ini dapat mengakibatkan terjadinya oksidasi pada permukaan kasa yang berlapis perak, seperti reaksi berikut :



Proses oksidasi ini dapat mengubah kecepatan relatif dari perpindahan dan kecepatan reaksi iodin elemental dengan perak pada permukaan kasa, sehingga kecepatan reaksi kimia dan perpindahan molekul pada permukaan kasa akan semakin lambat.

IV. KESIMPULAN

1. Efisiensi kasa kuningan berlapis perak dalam mengadsorpsi iodin elemental secara teori 0% sampai 23,7% lebih tinggi dibandingkan dengan percobaan, karena adanya pengotor (uap air dan uap bahan dasar produksi iodin elemental) yang ikut teradsorpsi.
2. Efisiensi kasa kuningan berlapis perak dalam menangkap iodin elemental berbanding lurus dengan jumlah kasa yang digunakan, yaitu semakin banyak jumlah kasa yang digunakan semakin

tinggi efisiensi yakni dari 76,341% sampai 100%.

3. Efisiensi kasa kuningan berlapis perak dalam menangkap iodin elemental berbanding terbalik dengan laju alir udara yang digunakan, yaitu semakin cepat laju alir yang digunakan mulai dari 10 liter/menit sampai 22 liter/menit, efisiensinya menurun dari 91,284% sampai 76,341%.
4. Efisiensi kasa kuningan berlapis perak dalam menangkap iodin elemental berbanding terbalik dengan kelembaban udara yang digunakan, yaitu semakin besar harga kelembaban udara mulai dari 75% sampai 90%, maka efisiensinya menurun dari 92,073% sampai 78,393%.
5. Dengan menggunakan dua buah kasa kuningan berlapis perak pada rangkaian alat pencuplik radioiodin (I^{131}) maka, lebih dari 90% iodin elemental akan teradsorpsi.

DAFTAR PUSTAKA

1. BARON, PAUL A., and WILLEKE, K., Gas and Particle Motion, Aerosol Measurement: Principles, Techniques and Application, Van Nostrand Reinhold, USA, (1993) 23-35.
2. BARRY, P. J., Sampling for Airborne Radioiodine by Copper Screen, Health Physics, 15 (1968) 243 – 250.
3. BUNAWAS dan MINARNI AFFANDI, Penentuan Bentuk Kimia Fisika I^{131} di Udara dengan Pencuplik Maypack dan

- Spektrometri Gamma, Prosiding Seminar Teknik dan Keselamatan PLTN serta Fasilitas Nuklir IV, PPTA Serpong – BATAN, Jakarta, 10 – 11 Desember 1996.
4. CHENG, Y. S., and YEH, H. C., Theory of A Screen –Type Diffusion Battery, *J. Aerosol Sci.*, 11 (1980) 313 – 320.
 5. GATOT SUHARIYONO, BUNAWAS, dan MUJI WIYONO, Pengaruh Penambahan KI pada Filter Arang Aktif untuk Pemantauan Gas Radioaktif ^{131}I , Prosiding Presentasi Ilmiah Keselamatan Radiasi dan Lingkungan V, PTKMR – BATAN, Jakarta, 26 – 27 Agustus 1997.
 6. GATOT SUHARIYONO, BUNAWAS, dan MUJI WIYONO, Efisiensi Adsorpsi I^{131} pada Filter Arang Aktif terhadap Fungsi Suhu, Laju Alir, dan Kelembaban Udara, Seminar Ilmiah Penelitian Dasar Ilmu Pengetahuan dan Teknologi Nuklir, PPNY – BATAN, Yogyakarta, 26 – 28 Mei 1998.
 7. HINDS, WILLIAM C., *Filtration, Aerosol Technology*, John Wiley and Sons Inc., New York, USA (1982) 164 – 184.
 8. SAKURAI, TAKAHASHI, A., YE MINGLI, KIHARA, T., and FUJINE, S., Trapping and Measuring Radioiodine (Iodine-129) in Cartridge Filters, *L. Nuclear Science and Technology*, 34, 2, (1997) 211 – 216.

TANYA – JAWAB

1. Penanya : Slamet Wiyuniyati (Pusdiklat –BATAN)

Pertanyaan :

1. Apa tujuan dan bagaimana aplikasinya?
2. Apakah sudah dibandingkan dengan *charcoal* dan akan digunakan untuk apa?

Jawaban : Asep Setiawan

1. Tujuan penelitian ini adalah menentukan efisiensi kasa kuningan berlapis perak dalam mengadsorpsi iodin elemental dan tujuan operasionalnya adalah mempelajari pengaruh jumlah kasa, laju alir, dan kelembaban udara terhadap proses adsorpsi iodin elemental pada kasa. Sedangkan aplikasinya untuk penyempurnaan alat filtrasi yang digunakan di suatu fasilitas nuklir (dengan menyusun 2 buah filter kasa yang diselingi dengan charcoal), tapi untuk ukuran besar masih sulit aplikasinya.
2. Sudah, charcoal digunakan untuk mengadsorpsi CH_3I dan HOI sedangkan kasa berlapis perak untuk mengadsorpsi I_2 .

2. Penanya : Rosdiani – PTKMR-BATAN Pertanyaan :

1. Apa yang dimaksud iodin elemental?
2. Selain masalah harga, adakah pengaruh terhadap efisiensi adsorpsi jika kasa kuningan berlapis perak diganti dengan logam lain, apa pernah dicoba ? jika pernah, berapa % perbedaan antara kasa kuningan berlapis perak dengan logam lain?

Jawaban : Asep Setiawan

1. Iodin elemental adalah senyawa iodin yang terbentuk karena adanya ikatan antara dua molekul iodin.
2. Pasti ada pengaruhnya karena sifat tiap logam berbeda-beda, tapi kami belum mencobanya.

PENENTUAN DOSIS TRITIUM (^3H) DALAM URIN PEKERJA RADIASI UNTUK PEMANTAUAN KONTAMINASI INTERNA

Elistina

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi - BATAN

ABSTRAK

PENENTUAN DOSIS TRITIUM (^3H) DALAM URIN PEKERJA RADIASI UNTUK PEMANTAUAN KONTAMINASI INTERNA. Pemantauan Keselamatan dan Kesehatan kerja terhadap paparan radiasi dan terjadinya kontaminasi interna pada pekerja radiasi penting dilaksanakan. Evaluasi dosis tritium (^3H) dalam urin pekerja radiasi diperlukan untuk melihat kondisi kesehatan pekerja secara umum dan menghindari terjadinya akumulasi radionuklida di dalam tubuh. Tritium merupakan radionuklida yang sangat mudah bercampur dengan cairan tubuh dan akan terakumulasi di dalam tubuh serta lebih banyak dikeluarkan melalui urin. Dosis tritium (^3H) dalam urin ditentukan dengan teknik bioassay in-vitro. Sebanyak 18 sampel urin yang berasal dari 18 pekerja radiasi ditentukan dosis tritiumnya. Sampel dari setiap pekerja radiasi diambil 1ml dipipetkan ke dalam vial dan ditambahkan 14 ml skintillator ultima gold diaduk sampai homogen. Sampel diukur menggunakan *Liquid Scintillation Counter* dengan metode *Sample Channel Ratio (SCR)*. Nilai *Minimum Detectable Amount (MDA)* yang diperoleh adalah 76,038 Bq/L. Dari 18 sampel diperoleh 1 sampel yang mempunyai aktivitas di bawah nilai *MDA*. Hasil perhitungan aktivitas sampel berada pada 75,47 Bq/l sampai dengan 3.996,86 Bq/L. Nilai masukan (*Intake*) (Bq) berada pada nilai 3.593,69 Bq sampai dengan 190.326,78 Bq. Untuk dosis efektif terikat (*committed effective dose*) berada pada $6,11 \times 10^{-08}$ Sv sampai dengan $3,24 \times 10^{-06}$ Sv. Tingkat dosis yang tercatat terhadap individu yang berhubungan dengan dosis efektif terikat (*CED*) yang diterima pekerja di bawah 1 mSv (0,001 Sv) per tahun masukan. Hasil yang diperoleh di atas menunjukkan kondisi para pekerja dalam batas normal.

Kata kunci: tritium, urin dan kontaminasi interna

ABSTRACT

DETERMINATION OF TRITIUM (^3H) DOSE IN URINE OF RADIATION WORKERS FOR MONITORING OF INTERNAL CONTAMINATION. Monitoring of work Safety and Health to radiation exposure and internal contamination received by radiation workers is important to be carried out. Evaluation of tritium (^3H) dose in urine of radiation workers is needed to look at the health condition of workers in general and to avoid radionuclide accumulation in the body. Tritium is a radionuclide that is easy to be mixed with dilution of body and will accumulate in the body and is excreted through urine. Tritium (^3H) dose in urine is determined by technique of in-vitro bioassay. 18 urine-samples from 18 radiation workers were determined dose of their tritium. Sample from each radiation workers was taken 1 ml and pipette into a vial and added 14 ml of ultima - gold scintillator then stirred until homogeneity. Samples were measured using a *Liquid Scintillation Counter* with *Sample Channel Ratio (SCR)* method. The value of *Minimum Detectable Amount (MDA)* obtained was 76.038 Bq/L. From 18 samples obtained 1 sample had activity under the *MDA* value. Calculation result of samples activity was in the range of 75.47 Bq/l to 3,996.86 Bq/L. Intake (Bq) was in the range of 3,593.69 Bq to 190,326.78 Bq. For committed effective dose was in the range of 6.11×10^{-08} Sv to 3.24×10^{-06} Sv. Level of doses noted individually related to committed effective dose (*CED*) received by worker was under 1 mSv (0,001 Sv) per year intake. The result obtained above showed that the conditions of all workers are in normal limit.

Keywords: tritium, urine and internal contamination

I. PENDAHULUAN

Terjaminnya Keselamatan dan Kesehatan Kerja di lingkungan kerja terhadap paparan radiasi dan upaya pemantauan secara ketat keadaan kesehatan dan gangguan akibat kerja merupakan langkah dasar dalam menciptakan jaminan Keselamatan dan Kesehatan kerja. Hal ini berguna untuk memahami pengaruh hubungan sebab akibat antara kondisi kerja di lingkungan radiasi dengan kesehatan maupun gangguan kesehatan yang dijumpai dan yang potensial terjadi serta cara pencegahan dan penanggulangannya. Berdasarkan UU No. 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran pasal 16 ayat (1) setiap kegiatan yang berkaitan dengan pemanfaatan tenaga nuklir wajib memperhatikan kesehatan, keamanan dan dan ketentraman, kesehatan pekerja dan anggota masyarakat serta perlindungan terhadap lingkungan hidup. Hal ini juga ditekankan dalam Peraturan Pemerintah RI No. 33 Tahun 2007 tentang Keselamatan dan Kesehatan terhadap pemanfaatan radiasi pengion dan peraturan menteri Kesehatan RI No. 172/ MENKES/ PER/ III/ 1991 tentang Pengawasan Kesehatan Pekerja Radiasi dan pemeriksaan kesehatan pekerja radiasi sangat perlu dilakukan.

Program pemantauan radiasi dilakukan secara eksterna dan interna baik rutin maupun berkala tergantung pada kondisi kerja atau berdasarkan hasil yang diperoleh dari pemantauan serta dapat juga dilakukan pemantauan khusus akibat terjadi kecelakaan kerja. Pemantauan radiasi eksterna dilakukan

secara rutin pada semua pekerja radiasi dengan alat pemantau seperti dosimeter film atau dosimeter termoluminesensi (*TLD*). Sedangkan radiasi interna hanya dilakukan pada pekerja radiasi tertentu saja dan dapat dilakukan dengan 2 (dua) metode, yaitu : pencacahan eksterna (*external counting*) dan analisa ekskreta (*analysis of excreta*). pencacahan eksterna (*external counting*) berupa pengukuran seluruh tubuh atau sebagian tubuh dengan menggunakan *Whole Body Counter* (*WBC*) yang disebut juga analisa in-vivo sedangkan analisa ekskreta (*analysis of excreta*) berupa pengukuran sampel biologi yang dikeluarkan dari tubuh disebut *bioassay in-vitro*¹.

Dalam proteksi radiasi, teknik *bioassay in-vitro* digunakan untuk memantau kesehatan pekerja radiasi dari bahaya kontaminasi interna yang dapat dilakukan dengan dua cara yaitu^{2,3} :

1. Pemantauan rutin (*Routine monitoring*). Pemantauan ini dilakukan untuk menetapkan atau melihat secara individu keadaan kesehatan pekerja dan mengamati cara kerja yang aman serta menghindarkan akumulasi radionuklida yang terdeposisi secara interna.
2. Pemantauan khusus (*Special monitoring*). Pemantauan ini dilakukan bila terjadi kondisi tidak normal/kecelakaan baik *acute* atau *chronic intake*. Pada pemantauan khusus, waktu masuknya radionuklida ke dalam tubuh (*intake*) diketahui secara pasti dan pengukurannya dilakukan dalam

beberapa hari secara berurutan sampai hari ke sepuluh atau lebih.

Kontaminasi interna dalam tubuh umumnya terjadi melalui 4 cara yaitu : melalui pernapasan (*through inhalation*), mulut (*through ingestion*), luka (*through wounds*) dan absorpsi kulit (*absorbtion through skin*). Dari keempat cara tersebut kontaminasi melalui pernapasan (*inhalation*) sangat sering terjadi. Oleh karena itu pemantauan besarnya konsentrasi radioaktif yang terkandung di udara dan di permukaan tempat fasilitas kerja harus dilakukan dengan seksama. Selain itu masker atau pakaian khusus harus digunakan untuk melindungi diri dari kontaminasi interna yang mungkin terjadi. Hal ini karena konsentrasi zat radioaktif di udara bervariasi dan nilainya terhadap waktu tergantung pada kegiatan yang dilakukan.

Dalam kegiatan program *bioassay in-vitro* pemantauan setiap pekerja radiasi rutin dilakukan dengan menentukan aktivitas radionuklida seperti tritium, karbon 14 dan lainnya^{3,4}. Yang termasuk dalam prosedur pengukuran *bioassay in-vitro* adalah analisis urin, tinja, darah, napas dan hasil ekskresi biologi lainnya. Analisis urin biasanya lebih sering digunakan untuk pemantauan dalam program *bioassay* rutin karena lebih mudah dalam pengumpulan serta sangat berguna apabila peralatan dan fasilitas untuk mendeteksi radionuklida secara eksterna tidak tersedia. Urin merupakan sampel yang cukup mewakili untuk pengukuran kandungan radioaktif yang terdapat dalam tubuh pekerja

akibat kontaminasi interna. Sedangkan tinja dan hasil ekskresi lainnya digunakan sebagai sampel untuk pemantauan khusus saja. Analisa urin hasil proses ekskresi banyak digunakan untuk menentukan endapan radioaktif di dalam tubuh dan radioaktif yang mudah berpindah (*transportable*). Jika suatu radioaktif mencapai aliran darah sejumlah kecil radioaktif tersebut akan mengendap dalam bermacam organ tubuh dan sisanya akan diekskresikan terutama melalui urin.

Data metabolisme hidrogen yang berasal dari manusia acuan sebagai berikut : hidrogen yang terkandung dalam tubuh berjumlah 7.000 gram dan yang terdapat dalam jaringan lunak sebanyak 6.300 gram. Hidrogen yang masuk ke dalam tubuh setiap hari berjumlah 350 gram sedangkan air yang terkandung dalam tubuh berjumlah 42.000 gram dan air yang teroksidasi berjumlah 3.000 gram⁵. *HTO* merupakan senyawa oksida tritium yang berupa isotop hidrogen terberat dan bersifat radioaktif yang paling mudah terbentuk. *HTO* dapat masuk ke dalam tubuh melalui mulut, pernapasan atau penyerapan melalui kulit serta dengan cepat diserap di dalam tubuh dan bercampur dengan air yang terdapat dalam jaringan tubuh sehingga menyebabkan gangguan terhadap sel-sel jaringan tubuh. Total volume air di dalam tubuh adalah 42.000 ml dan konsentrasi tritium dalam urin diasumsikan sama dengan total air yang ada di dalam tubuh. Setiap kenaikan volume cairan yang masuk ke dalam tubuh per

hari akan mengurangi waktu paruh biologi dari tritium tersebut³.

Salah satu unsur radioaktif yang lebih banyak dikeluarkan melalui urin adalah tritium. Tritium merupakan radionuklida yang sangat mudah bercampur dengan cairan tubuh dan akan terakumulasi di dalam tubuh. Tritium yang masuk ke dalam tubuh melalui mulut dapat diasumsikan secara utuh langsung menuju sistem pencernaan bercampur cepat dengan cairan dalam tubuh dan dapat diketahui konsentrasinya dalam keringat, air liur, urin maupun darah. Tritium yang masuk ke dalam tubuh melalui hidung biasanya berupa udara di atmosfer yang terkontaminasi oleh oksida tritium yang dapat mengendap di dalam paru-paru selama bertahun-tahun⁶.

Tujuan dari penulisan makalah ini adalah mengevaluasi dosis tritium (³H) dalam urin pekerja radiasi untuk pemantauan kontaminasi interna, melihat kondisi kesehatan pekerja secara umum dan menghindari terjadinya akumulasi radionuklida tritium di dalam tubuh secara interna.

II. TEORI

Masukan (*intake*) adalah aktivitas dari suatu radionuklida yang berada dalam tubuh yang digunakan bersama-sama dengan koefisien dosis untuk menentukan *committed effective dose* dari radionuklida, *j*. Koefisien dosis untuk radionuklida *j* melalui proses pencernaan atau pernapasan pada proses pencernaan, $e(g)_{j,ing}$ dan pernapasan, $e(g)_{j,inh}$. Dalam situasi paparan berkaitan dengan radionuklida tunggal pada

proses pernapasan atau pencernaan yang tidak terdapat paparan eksterna maka batas masukan (*intake*) $I_{j,L}$ dengan batas relevan L pada dosis efektif yang dapat disesuaikan dengan aplikasi diberikan oleh persamaan di bawah ini :

$$I_{j,L} = \frac{L}{e(g)_j} \dots\dots\dots (1)$$

dengan $e(g)_j$ adalah nilai relevan *committed effective dose* per satuan masukan. Pada saat ada paparan berkaitan dengan jarak radionuklida dan atau paparan eksterna maka total dosis efektif perlu dihitung. Batas, L , dapat disesuaikan dengan aplikasi yang ditentukan. Jika batas dosis efektif tahunan 20 mSv maka batas pada masukan menjadi batas tahunan⁷. Fraksi masukan, $m(t)$, adalah jumlah sisa zat yang tak terpakai yang dikeluarkan dari tubuh pada waktu, t , setelah masukan dibagi dengan kuantitas masukan. Fraksi masukan tergantung pada radionuklida, bentuk bahan kimia dan fisika, rute masukan dan berlalunya dari waktu masukan. Nilai masukan (Bq) dihitung berdasarkan jumlah radionuklida yang masuk ke dalam tubuh melalui sistem pernapasan, sistem pencernaan maupun kulit. Sejumlah kecil sisa masukan yang ada di dalam tubuh tergantung pada waktu paro fisika dan biokinetik radionuklida dan merupakan fungsi waktu sejak masuknya radionuklida ke dalam tubuh. Nilai masukan merupakan nilai aktivitas tritium berbanding dengan fraksi masukan, $m(t)$. Untuk tritium nilai $m(t)$ adalah $2,1 \times 10^{-02}$ (Bq/L)/Bq.

Tidak seperti paparan eksterna yang berhenti ketika sumber dipindahkan maka pada

paparan interna setiap masukan bahan radioaktif ke dalam tubuh akan berlanjut sampai beberapa waktu tergantung pada waktu paro fisik radioaktif dan laju emisi dari tubuh. Disamping itu juga berdasarkan pada bentuk bahan kimia radioaktif dan ukuran partikel dalam paparan melalui pernapasan sehingga lamanya paparan ditujukan ke arah konsep dosis efektif terikat (*committed effective dose*) dengan periode perhitungan lima puluh tahun dan dengan harapan masukan akut menjadi nol. Dalam *ICRP* Publikasi 54 tahun 1988, jelas bahwa tritium mempunyai energi efektif spesifik (*SEE*) pada jaringan lunak (*soft tissues*) sebesar $9,0 \times 10^{-08}$ MeV/gr/perpindahan. Jumlah perpindahan di dalam organ sumber atau jaringan per masukan dengan satuan perpindahan/Bq tritium adalah $1,2 \times 10^{06}$ untuk pencernaan dan pernapasan. Untuk menentukan dosis efektif terikat (*committed effective dose*) digunakan perkalian nilai masukan dan koefisien dosis (*dose coefficient*), e(g) (Sv/Bq). Nilai koefisien dosis ini dapat dilihat dalam tabel *ICRP* Publikasi 78 tahun 1997. Untuk tritium dengan jenis *HTO* pada pernapasan adalah $1,7 \times 10^{-11}$ Sv/Bq (nilai *AMAD* = 1 μ m) dan pada pencernaan adalah 1×10^{-11} Sv/Bq. Nilai koefisien dosis yang digunakan adalah nilai koefisien dosis pada pernapasan karena peluang terjadinya kontaminasi interna lebih besar pada alat pernapasan dibandingkan alat pencernaan.

Perhitungan dan evaluasi dosis tritium dapat dilakukan pada pemantauan rutin untuk masukan kronik dan akut pada kondisi normal

dan tidak normal (*accidental intake*). Walaupun durasi paparan pada beberapa radionuklida dalam waktu yang singkat (jam atau hari) tetapi penting juga menentukan *committed effective dose* sebagai tujuan proteksi radiasi yang dilakukan untuk periode lima puluh tahun. Keputusan untuk melakukan pemantauan masukan bukanlah hal yang sederhana. Untuk pemantauan rutin hanya dilakukan bagi pekerja di daerah kendali (*area control*) atau kendali kontaminasi (*contamination control*) atau bila masukan yang diterima oleh pekerja radiasi dengan hasil yang signifikan dicurigai dapat menyebabkan kontaminasi interna.

Apabila terjadi kasus *acute intake* maka harus dilihat tingkat acuan yang digunakan. Ada tiga macam tingkat acuan yaitu pencatatan, investigasi dan aksi. Tingkat pencatatan (*RL*) didefinisikan sebagai tingkat dosis yang tercatat terhadap individu yang berhubungan dengan dosis efektif terikat (*CED*) yang diterima pekerja < 1 m Sv (0,001 Sv) per tahun masukan. Tingkat investigasi (*IL*) merupakan dosis efektif, masukan atau kontaminasi per daerah atau volume yang dihubungkan dengan investigasi seperti jenis dan frekuensi pemantauan atau bervariasinya masukan yang tergantung pada kondisi tempat kerja. Nilai *IL* ditetapkan untuk nilai *CED* 5 mSv (0,005 Sv) per tahun masukan. Tingkat aksi (*AL*) adalah tingkat laju dosis dan konsentrasi aktivitas di atas tingkat *IL* dan merupakan tindakan perbaikan atau perlindungan dari situasi pajanan kronik atau

darurat. Tingkat aksi ini biasanya digunakan untuk melindungi masyarakat umum.

Pencacahan sampel berdasarkan pergeseran spektrum akibat pemadaman (*quenching*) membutuhkan sederet standar (*quenched standards*) yang mengandung radionuklida dan aktivitas yang sama tetapi mengandung zat pemadam yang berbeda-beda jumlahnya. Efek pemadaman pada spektrum β^- adalah pergeseran spektrum menuju ke arah tenaga yang lebih rendah akibat adanya pemadaman yang berbeda-beda yang mengakibatkan efisiensi pencacahan berbeda pula. Metode yang digunakan untuk pencacahan sampel urin ini adalah *Sample Channel Ratio (SCR)*⁸ yang dilakukan dengan cara mencacah sepuluh deret standar isotop (*tritium series*) dengan aktivitas yang sama tetapi mempunyai tingkat *quenching* dari rendah sampai tinggi dan membagi dua distribusi tinggi pulsanya yaitu salur A dan salur B. Dalam metode ini diperlukan pencacah kelip cair yang mempunyai dua salur analisis yang disebut salur A dan salur B. Perbandingan nilai cacah pada salur B dan A (B/A) akan berubah karena spektrum bergerak dari kanan ke kiri sebagai akibat tingkat *quenching*. Kemudian dibuat kurva kalibrasi *quenching* yang menghubungkan cacah B/A vs efisiensi pencacahan. Ratio (B/A) untuk deret standar ³H nomor 1 s/d 10 dihitung sebagai nilai *SCR* dan efisiensi pencacahan setiap standar

dihitung berdasarkan hasil cacahan per menit dibagi dengan aktivitas standar pada saat pencacahan.

Untuk mengetahui dosis tritium yang diterima oleh setiap pekerja radiasi maka dilakukan perhitungan menggunakan persamaan sebagai berikut⁹ :

1. Aktivitas standar tritium (A_t) dihitung dengan persamaan :

$$\text{Aktivitas } (A_t) \text{ dpm} = A_o \cdot e^{-0,693xt/T1/2} \dots\dots\dots (2)$$

2. Kurva koreksi *quenching* dibuat antara ratio (B/A) dan efisiensi pencacahan.

3. Perhitungan aktivitas sampel :

$$\text{Efisiensi}(\%) = \frac{\text{cps}}{\text{dps}} \times 100\% \dots\dots\dots (3)$$

$$\text{Aktivitas} \left(\frac{\text{Bq}}{\text{L}} \right) = \frac{100 \times \text{cps}(\text{bersih})}{\text{Efisiensi}(\%) \times \text{Volume}(\text{L})} \dots\dots\dots (4)$$

4. Kemungkinan sebuah cacahan dalam batasan yang telah ditetapkan perlu dilakukan penghitungan nilai deteksi minimum (*Minimum Detectable Amount/MDA*) yaitu 3 deviasi standar cacah latar (*low background*). Nilai deteksi minimum untuk pengukuran radionuklida yang berasal dari sampel biologi dengan cacah latar rendah adalah tiga kali standar deviasi⁹ dihitung dengan persamaan sebagai berikut:

$$\text{MDA} \left(\frac{\text{Bq}}{\text{L}} \right) = 3\sigma = 3 \times \frac{\sqrt{\frac{\text{Cacah latar}}{(\text{waktu cacah})^2}}}{\text{Efisiensi} \times \text{Volume}} \dots\dots\dots (5)$$

5. Nilai masukan (Bq) dihitung berdasarkan jumlah radionuklida yang pertama masuk ke dalam tubuh melalui sistem pernapasan, sistem pencernaan ataupun kulit. Nilai masukan merupakan nilai aktivitas tritium berbanding dengan fraksi masukan, $m(t)$.

$$M_{\text{masukan}}(\text{Bq}) = \frac{A_{\text{observasi}}(\text{Bq/L})}{m(t) \left(\frac{\text{Bq/L}}{\text{Bq}} \right)} \dots\dots\dots(6)$$

6. Untuk menentukan dosis efektif terikat (*committed effective dose*) digunakan perkalian nilai masukan dan koefisien dosis (*dose coefficient*), $e(g)$ (Sv/Bq). Persamaan untuk menghitung dosis efektif terikat (*CED*) dapat dilihat dalam persamaan berikut ini :

$$\text{CED (Sv)} = \text{Intake (Bq)} \times e(50) (\text{Sv/Bq}) \dots\dots\dots (7)$$

III. TATA KERJA

1. Persiapan Sampel

Sampel urin yang berasal dari 18 pekerja radiasi dengan perkiraan setiap sampel urin yang diekskresikan selama 12 jam ditampung ke dalam botol polietilen yang bersih dan kering lalu ditutup dan disimpan selama satu minggu dalam lemari pendingin sampai siap dicacah. *Vial* gelas sebanyak jumlah sampel disiapkan dan diberi tanda sesuai nomor urut pada tutup sampel. Sampel

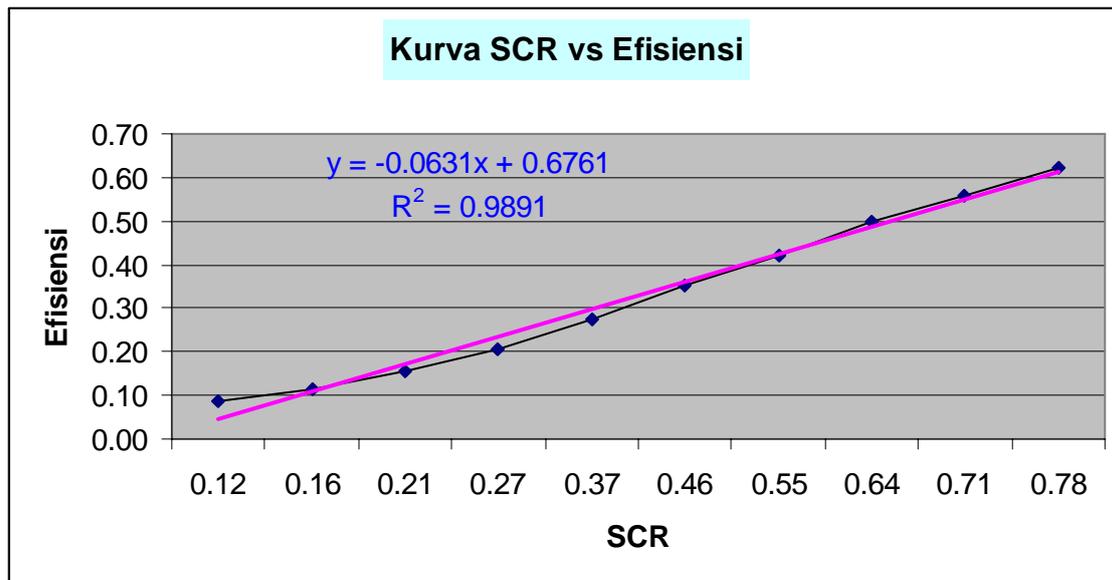
sebanyak 1 ml dipipetkan ke dalam *vial* dan ditambahkan 14 ml skintilator ultima gold. *Vial* ditutup rapat lalu digoyang menggunakan *vortex* agar sampel tercampur homogen. Sampel cacah latar disiapkan dengan menambahkan air distilat ke dalam volume skintilator yang sama dengan sampel urin.

2. Pengukuran Sampel¹⁰

Alat *Liquid Scintillation Counter (LSC)* dinyalakan, tombol F2 ditekan dan dipilih My No. 20 yang akan digunakan. Larutan sumber standar tritium ³H, cacah latar dan sampel disusun dalam *cassette holder* sesuai dengan nomor urut yang tertera diatas *vial* secara berurutan lalu dicacah mengikuti instruksi kerja yang ada pada alat *LSC*. Kondisi pengukuran diisi sesuai dengan petunjuk yang ada pada alat. Tombol *START* ditekan dan ditunggu hingga pencacahan selesai dan hasilnya akan tercetak di kertas (*print out*).

IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

Dari hasil pengukuran sampel standar ³H diperoleh ratio B/A untuk deret standar ³H nomor satu sampai dengan sepuluh yang dihitung sebagai *SCR* dan efisiensi pencacahan setiap standar. Selanjutnya dibuat kurva kalibrasi *quenching* antara efisiensi pencacahan dan ratio B/A (*SCR*) sebagai kurva standar. Kurva tersebut dapat dilihat pada Gambar 1 di bawah ini.



Gambar 1. Kurva kalibrasi *quenching* SCR vs efisiensi pencacahan

Nilai SCR berdasarkan nilai efisiensi ini, sampel diplotkan pada kurva standar sehingga diperoleh nilai efisiensi pencacahan dan berdasarkan nilai efisiensi ini dapat dihitung aktivitas setiap sampel menggunakan persamaan (3). Aktivitas setiap sampel yang diperoleh dapat diketahui pada batas yang ditetapkan berdasarkan hasil perhitungan *MDA*. Sebelum menghitung *MDA* harus diketahui nilai cacah latar sampel pada salur A dan B. Nilai cacah latar yang diperoleh adalah

38,9 cpm untuk salur A dan 27,3 cpm untuk salur B. Nilai cacah latar yang dipakai untuk perhitungan *MDA* adalah nilai cacah pada salur A. *MDA* yang diperoleh dari perhitungan menggunakan persamaan (4) adalah 76,038 Bq/L. Hasil perhitungan SCR, efisiensi dan aktivitas sampel dapat dilihat pada Tabel 1 di bawah ini. Dari Tabel 1 dapat diketahui ada satu sampel yang aktivitasnya berada di bawah *MDA* tersebut.

Tabel 1. Hasil perhitungan SCR, efisiensi dan aktivitas sampel

No.	Hasil Cacahan Sampel (cpm)		SCR	Efisiensi	Aktivitas (Bq/L)
	A	B			
1	54,6	27,7	0,51	0,41	1.087,92
2	51,4	25,9	0,43	0,34	1.002,49
3	49,5	26,7	0,52	0,42	763,53
4	39,6	26,6	0,60	0,49	75,47
5	44,1	22,2	0,45	0,36	700,73

Lanjutan Tabel 1.

6	44,4	24,4	0,54	0,44	536,54
7	63,4	27,4	0,33	0,26	1.950,44
8	50,8	26,3	0,50	0,40	892,19
9	42,5	25,3	0,50	0,40	324,80
10	50	26,9	0,54	0,44	782,57
11	59,3	26,8	0,36	0,29	1.617,51
12	80,1	26,4	0,43	0,34	3.996,86
13	50,5	25,3	0,54	0,440	965,29
14	66,4	24,0	0,55	0,45	2.753,72
15	51,6	24,2	0,66	0,54	1.154,93
16	58,4	24,9	0,47	0,38	1.708,11
17	47,4	25,6	0,67	0,55	683,52
18	40,9	26,9	0,50	0,40	134,98

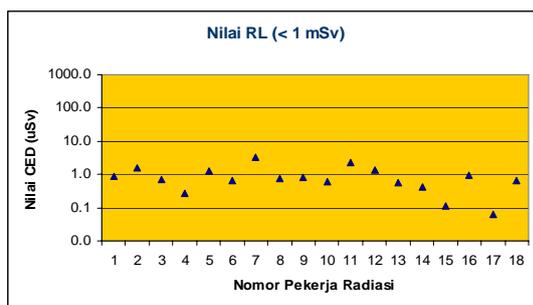
Aktivitas sampel yang ada pada Tabel 1 di atas mempunyai nilai yang berbeda-beda karena berasal dari sampel pekerja radiasi yang berbeda pula. Hasil perhitungan aktivitas ini selanjutnya digunakan untuk menghitung masukan tritium yang diterima oleh pekerja radiasi. Ada satu sampel yang aktivitasnya

berada di bawah *MDA* bukan berarti pekerja tersebut telah terkontaminasi. Selain itu perhitungan masukan dan dosis efektif terikat (*CED*) perlu dilakukan. Hasil perhitungan masukan dan *CED* ini dapat dilihat dalam Tabel 2 di bawah ini.

Tabel 2. Hasil perhitungan masukan dan *CED*

No.	Masukan (Bq)	<i>CED</i> (Sv)
1	51.805,80	$8,81 \times 10^{-07}$
2	47.737,70	$8,21 \times 10^{-07}$
3	36.358,36	$6,18 \times 10^{-07}$
4	3.593,69	$6,11 \times 10^{-08}$
5	33.367,99	$5,67 \times 10^{-07}$
6	25.549,57	$4,34 \times 10^{-07}$
7	92.878,08	$1,58 \times 10^{-06}$
8	42.485,37	$7,22 \times 10^{-07}$
9	15.466,57	$2,63 \times 10^{-07}$
10	37.265,43	$6,34 \times 10^{-07}$
11	77.024,3	$1,31 \times 10^{-6}$
12	190.326,78	$3,24 \times 10^{-6}$
13	45.966,09	$7,81 \times 10^{-07}$
14	131.129,67	$2,23 \times 10^{-6}$
15	54.996,64	$9,35 \times 10^{-07}$
16	81.338,74	$1,38 \times 10^{-6}$
17	32.548,70	$5,53 \times 10^{-07}$
18	6.427,42	$1,09 \times 10^{-07}$

Dosis efektif terikat (*CED*) yang diperoleh pada Tabel 2 di atas berkisar antara $6,11 \times 10^{-08}$ Sv sampai dengan $3,24 \times 10^{-06}$ Sv dan digunakan untuk melihat tingkat acuan yang dipakai yaitu dari ke delapan belas sampel. Nilai-nilai ini kurang dari 1 mSv (0,001 Sv) yang berarti masuk ke dalam tingkat pencatatan (*RL*). Hasil yang diperoleh diatas menunjukkan kondisi para pekerja masih dalam batasan normal sehingga praduga *acute intake* tidak terjadi. Nilai *CED* pekerja radasi (μ Sv) yang kurang dari 1 mSv (0,001 Sv) sebagai nilai tingkat pencatatan (*RL*) dapat dilihat lebih jelas dalam Gambar 2 berikut ini :



Gambar 2. Nilai *CED* pekerja radasi (μ Sv) yang kurang dari 1 mSv (0,001 Sv) sebagai nilai tingkat pencatatan (*RL*)

Dalam pemantauan rutin zat radioaktif yang masuk ke dalam tubuh dalam jumlah yang kecil sekali. Walaupun demikian pemantauan mutlak dilaksanakan untuk mendapatkan data. Data yang diperoleh sangat berguna untuk menetapkan batas pengamatan atau penelitian sehingga sebagai bahan pertimbangan pada pengamatan/penelitian selanjutnya.

V. KESIMPULAN

Tingkat dosis yang tercatat terhadap individu yang berhubungan dengan dosis efektif terikat (*CED*) yang diterima pekerja di bawah 1 mSv (0,001 Sv) per tahun masukan. Hasil yang diperoleh diatas menunjukkan kondisi para pekerja dalam batasan normal. Pemantauan rutin terhadap pekerja radiasi perlu dilakukan untuk mengetahui ada tidaknya kontaminasi interna.

DAFTAR PUSTAKA

1. NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS, *Use of Bioassay Procedures for Assessment of Internal Radionuclide Deposition*, National Council Radiation Protection and Measurement, Report No. 87, (1987)
2. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, *Limits for Intakes of Radionuclides by Workers*, Publication 30, Part 1, Ann ICRP 2^{3/4}, International Commission on Radiological Protection, Pergamon Press, Oxford and New York (1979)
3. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, *Individual Monitoring for Intakes of Radionuclides by Workers: Design and Interpretation*, International Commission on Radiological Protection Publication No. 54, Pergamon Press, Oxford and New York (1988)
4. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, *Individual Monitoring for Internal Exposure of Workers: Replacement of Publication 54, Publication 78*, Ann, ICRP 273/4, Elsevier, Amsterdam and New York (1997)
5. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, *Reference Man : Anatomical, Physiological and Metabolic Characteristics*,

- International Commission On Radiological Protection No. 23, Pergamon Press, Oxford (1975)
6. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Indirect Methods for Assessing Intakes of Radionuclides Causing Occupational Exposure*, Safety Standards Series No. 18, IAEA (2000)
 7. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Assessment of Occupational Exposure due to Intakes of Radionuclides*, Safety Standards Series No. RS-G-1.2. IAEA, Viena (1999)
 8. KESSLER, J.M., *Liquid Scintillation Analysis (Science and Technologi)*, Packard A Canberra Company (1989)
 9. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Regional Training Course on Assessment of Occupational Exposure due to Intakes of Radionuclides*, Laboratory Practices Module VI. 2/1, IAEA (2003)
 10. LIQUID SCINTILLATION COUNTER, Aloka model 5100, *Operating Manual* (1997)

TANYA JAWAB

1. Nama Penanya: Slamet Wiyuniati (Pusdiklat-BATAN)

Pertanyaan:

1. Berapa batas aman Tritium dan acuannya darimana?
2. Bagaimana tritium dan iodium masuk ke dalam tubuh melalui kulit dan berapa batas amannya?

Jawaban : Elistina

1. Tingkat dosis tritium yang tercatat terhadap individu yang berhubungan dengan dosis efektif terikat (*CED*) yang diterima pekerja < 1 mSv (0,001 Sv) per tahun masukan (*intake*) masih dalam batas aman. Acuan ini diperoleh dari Safety Standards Series No. 18, IAEA (2000), Safety Standards Series No. RS-G-1.2. IAEA (1999) dan *RCA on Assessment of Occupational Exposure due to Intakes of Radionuclides*,

Laboratory Practices Module VI. 2/1, IAEA (2003).

2. Tritium dan iodium dapat masuk ke dalam tubuh melalui kulit apabila terjadi luka di kulit ataupun ukurannya yang sangat kecil sehingga dapat menembus kulit dan masuk ke dalam tubuh menuju organ target. Bila dosis efektif terikat (*CED*) tritium dan iodium yang diterima pekerja < 1 mSv (0,001 Sv) per tahun masukan (*intake*) dapat dikatakan dalam batas aman. Akan tetapi berapapun aktivitas radionuklida yang masuk ke dalam tubuh harus tetap dipantau untuk menghindari terjadinya akumulasi radionuklida tersebut di dalam tubuh.

3. Nama Penanya: Jonner Sitompul (PTLR-BATAN)

Pertanyaan :

1. Sampel urin yang diperiksa berasal dari pekerja radiasi Pusat mana ?
2. Apa kriteria pengambilan sampel pada pekerja radiasi rendah, sedang atau tinggi ?
1. Apakah sudah dibandingkan dengan pusat-pusat lain ?

Jawaban : Elistina

1. Sampel urin yang diperiksa berasal dari pekerja radiasi PTKMR – BATAN.
2. Kriteria pemeriksaan sampel urin adalah urin pekerja radiasi yang sering ataupun rutin bekerja dengan radionuklida. Sampel ini dapat diambil dari pekerja radiasi sedang atau tinggi.
3. Belum, karena kegiatan ini baru dimulai.

4. Nama Penanya: Sigit Aryanto (PATIR-BATAN)

Pertanyaan :

1. Mengapa setiap 1 ml sampel pekerja radiasi harus ditambahkan dengan 14 ml skintilator *ultima gold* dan apakah bisa dicampur dengan skintilator yang lain ?

2. Mengapa menggunakan sintilator ultima gold padahal sudah ada skintilator yang lain ?

Jawaban : Elistina

1. Karena campuran 1 ml sampel dan 14 ml skintilator tersebut dapat menghasilkan nilai cacahan yang optimal. Bisa, sampel urin juga dapat dicampur dengan skintilator yang lain.
2. Karena skintilator *ultima gold* mempunyai kualitas yang baik Walaupun keluaran lama dan dari segi ekonomi lebih murah dibandingkan skintilator keluaran terbaru.

KONSENTRASI GAS RADON DAN THORON DI RUANG PENYIMPANAN SEMENTARA LIMBAH RADIOAKTIF PTKMR-BATAN

Muji Wiyono

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi – BATAN
Jl. Lebak Bulus Raya No. 49 Kotak Pos 7043 JKSKL, Jakarta Selatan

ABSTRAK

KONSENTRASI GAS RADON DAN THORON DI RUANG PENYIMPANAN SEMENTARA LIMBAH RADIOAKTIF PTKMR-BATAN. Telah dilakukan pengukuran konsentrasi gas radon dan thoron serta perkiraan dosis interna di ruang penyimpanan sementara limbah radioaktif PTKMR-BATAN. Konsentrasi gas radon dan thoron diukur pada posisi pintu ditutup dan dibuka menggunakan *RAD 7 electronic radon detector*. Sedangkan perkiraan dosis interna gas radon dan thoron diperoleh dengan memperhitungkan faktor konversi dosis dan konsentrasi gas dalam ruangan. Hasil pengukuran konsentrasi gas radon pada kondisi pintu ditutup berkisar dari $(391,2 \pm 13,8)$ Bq/m³ – $(889,8 \pm 105,7)$ Bq/m³ dan pada kondisi pintu dibuka berkisar dari 159 Bq/m³ – 195 Bq/m³. Penurunan konsentrasi gas radon pada posisi pintu dibuka berkisar dari 57,03 % - 68,31 %, sedangkan untuk konsentrasi gas thoron relatif tidak ada penurunan. Perkiraan dosis interna gas radon dan thoron secara perhitungan berturut-turut berkisar dari 3,13 mSv/tahun - 7,13 mSv/tahun dan 0,06 mSv/tahun - 0,12 mSv/tahun. Nilai konsentrasi gas radon dan thoron di ruang penyimpanan sementara limbah radioaktif pada posisi pintu dibuka masih jauh lebih rendah dari nilai yang direkomendasikan oleh ICRP yaitu 1,000 Bq/m³ sehingga aman bagi pekerja radiasi.

Kata kunci : konsentrasi radon dan thoron, *RAD 7 electronic radon detector*, ruang penyimpanan limbah radioaktif

ABSTRACT

CONCENTRATION OF THORON AND RADON GASES AT THE PTKMR-BATAN WASTE RADIOACTIVE TEMPORARY STORAGE ROOM. Measurement of thoron and radon gas concentrations and internal dose estimation at the PTKMR-BATAN waste radioactive temporary storage room had been carried out. Concentrations of thoron and radon gases were measured at the closed and opened door positions using a *RAD 7 electronic radon detector*. Meanwhile, internal dose estimations of thoron and radon gases were calculated by considering dose conversion factor and gas concentration in the room. The measurement result of radon gas at the closed door position was within (391.2 ± 13.8) Bq/m³ to (889.8 ± 105.7) Bq/m³ and at the opened door position was within 159 Bq/m³ to 195 Bq/m³. The decrease of radon gas concentration at the opened door position was within 57.03 % to 68.31%, while the thoron gas concentration was not decrease. Internal dose estimations of radon and thoron gases by calculation were within 3.13 mSv/years to 7.13 mSv/years and within 0.06 mSv/years to 0.12 mSv/years respectively. The values of thoron and radon gas concentrations at the waste radioactive temporary storage room at the opened door position were much lower than the recommended value of those by the ICRP that was 1.000 Bq/m³ so that it was safe for radiation worker.

Key words : radon and thoron gas concentrations, *RAD 7 electronic radon detectors*, the waste radioactive temporary storage room

I. PENDAHULUAN

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi (PTKMR) merupakan unit kerja di Badan Tenaga Nuklir Nasional (BATAN) yang mempunyai tugas melaksanakan penelitian dan pengembangan di bidang dosimetri, biomedika nuklir, teknik nuklir kedokteran, dan pelaksanaan pelayanan metrologi radiasi serta pelayanan pengendalian keselamatan kerja dan kesehatan¹. Dalam melaksanakan kegiatan penelitian dan pelayanan tersebut ditimbulkan limbah radioaktif yang memiliki potensi bahaya radiasi terhadap pekerja, anggota masyarakat dan lingkungan. Untuk mengurangi potensi bahaya radiasi tersebut diperlukan ruangan khusus untuk menyimpan sementara limbah radioaktif dan sumber-sumber radioaktif sesudah digunakan dalam penelitian.

Ruang penyimpanan sementara limbah radioaktif PTKMR-BATAN mempunyai ukuran panjang 6 meter, lebar 6 meter dengan ketinggian dari lantai ke atap 3,5 meter, serta berdinding dan beratap beton. Ruangan tersebut disekat menjadi beberapa bagian menggunakan bahan triplek dengan ketinggian 1,65 meter dan digunakan sebagai tempat penyimpanan limbah radioaktif padat, limbah radioaktif cair, sumber radioaktif untuk penelitian, bungkus sebelum uji usap, bungkus setelah uji usap dan lemari alat.

Ventilasi dalam ruangan tersebut berupa kaca nako yang dipasang di atas daun pintu dan satu buah pintu masuk dan keluar.

Selain sebagai ruang penyimpanan limbah radioaktif dan sumber radioaktif, ruang penyimpanan sementara limbah radioaktif juga merupakan ruang kerja bagi pekerja radiasi. Pekerjaan yang dilakukan dalam ruangan tersebut antara lain : pengumpulan limbah, pengelompokan limbah, preparasi pengukuran aktivitas konsentrasi limbah, pengukuran kontaminasi permukaan tempat kerja, preparasi penelitian dengan bahan zat radioaktif, penyimpanan limbah, preparasi pengangkutan limbah, pemantauan radiasi dan lain-lain.

Di dalam ruang penyimpanan sementara limbah radioaktif perlu diwaspadai adanya potensi bahaya polusi radioaktif yang ditimbulkan oleh gas radon (^{222}Rn) dan thoron (^{220}Ra) beserta anak luruhnya. Hal ini sangat mungkin terjadi karena zat radioaktif yang disimpan, limbah radioaktif padat dan limbah radioaktif cair yang ada dalam ruangan tersebut beberapa diantaranya mengandung radioisotop ^{226}Ra yang berpotensi menimbulkan gas radon.² Disamping itu tembok dan atap bangunan yang terbuat dari beton, ruangan penyimpanan limbah yang sempit dan ventilasi udara yang kecil dapat menambah tingkat konsentrasi radon di dalam ruangan.³

Gas radon dalam ruang penyimpanan sementara limbah radioaktif dapat masuk ke dalam tubuh pekerja radiasi melalui jalur pernapasan. Anak luruh radon yang berbentuk partikel sangat kecil akan mengendap dalam paru-paru dan sebagian prosesnya akan berlangsung dalam paru-paru. Dalam proses peluruhan radon akan memancarkan partikel alfa yang dapat mengakibatkan kerusakan pada jaringan paru-paru.

Adanya efek yang merugikan yang ditimbulkan oleh gas radon tersebut, maka perlu dilakukan pengukuran konsentrasi gas radon dan thoron di dalam ruang penyimpanan sementara limbah radioaktif. Tujuan pengukuran adalah untuk mengetahui besarnya konsentrasi gas radon dan thoron sehingga dapat dilakukan langkah antisipasi dengan membatasi waktu kerja terhadap pekerja radiasi.

Dalam makalah ini disajikan cara pengukuran konsentrasi radon dan thoron menggunakan peralatan *electronic radon detector RAD 7*, penentuan penurunan konsentrasi radon pada kondisi pintu dibuka, perkiraan dosis interna radon dan thoron dan pembahasan hasil yang diperoleh.

II. TINJAUAN PUSTAKA

Sumbangan terbesar paparan radiasi alami (*natural radiation exposure*) yang diterima oleh manusia berasal dari isotop

radioaktif radon (^{222}Rn) beserta anak luruhnya. Menurut laporan IAEA, total paparan radiasi setiap tahun berasal dari radon adalah 48%, sedangkan yang berasal dari sumber radioaktif buatan seperti penggunaan sinar-x untuk tujuan medis adalah 11,2%, sinar kosmik adalah 14,5% dan sinar gamma adalah 17,1%. Paparan radiasi yang berasal dari sumber internal 8,6%, dan dari sumber-sumber lainnya seperti jatuhnya debu radioaktif hasil uji coba senjata nuklir (*fallout*), pelepasan dari instalasi reaktor nuklir (*nuclear discharge*), pembuangan limbah radioaktif dan lain sebagainya adalah 0,6%.²

Radon merupakan hasil peluruhan dari uranium (^{238}U) dan berbentuk gas. Radon dapat masuk ke dalam paru-paru melalui saluran pernafasan pada saat bernafas. Anak luruh radon yang berbentuk partikel sangat kecil akan mengendap di dalam paru-paru dan sebagian proses peluruhannya akan berlangsung di dalam paru-paru. Dalam peluruhannya radon akan memancarkan partikel alfa yang dapat mengakibatkan kerusakan pada jaringan paru-paru. Hal ini diduga sebagai salah satu penyebab timbulnya kanker paru-paru walaupun sampai saat ini belum ada data epidemiologi yang lengkap tentang efek gas radon ini terhadap kesehatan manusia.

Gas radon mempunyai tiga isotop yaitu radon ($^{222}\text{Rn}_{86}$) dengan waktu paro 3,824 hari

dan merupakan hasil peluruhan ^{238}U dalam deret uranium, thoron ($^{220}\text{Rn}_{86}$) dengan waktu paro 51,5 detik dan merupakan hasil peluruhan ^{232}Th dalam deret thorium, dan Aktinon ($^{219}\text{Rn}_{86}$) dengan waktu paro 3,92 detik dan merupakan hasil peluruhan ^{235}U dalam deret aktinium. Dari ketiga isotop gas radon tersebut, gas radon (^{222}Rn) yang perlu diwaspadai karena disamping mempunyai waktu paro paling panjang juga unsur induknya yaitu ^{238}U terdapat kira-kira 100 kali lebih banyak dari pada induk thoron dan aktinon. Isotop thoron dan aktinon sudah meluruh sebelum sampai ke permukaan bumi, sehingga dianggap hanya gas radon (^{222}Rn) yang masih banyak terdapat di udara.

Gas radon (^{222}Rn) adalah hasil peluruhan langsung dari radium (^{226}Ra) dengan melepaskan partikel alfa berenergi 4,78 MeV. Pada suhu kamar radon selalu berbentuk gas dan terlarut dalam udara. Di dalam udara gas radon akan terus meluruh dan melepaskan partikel alfa, menghasilkan turunan yang juga bersifat radioaktif. Hasil peluruhan radon secara berurutan adalah polonium-218 (^{218}Po), timbal-214 (^{214}Pb), bismuth-214 (^{214}Bi), polonium-214 (^{214}Po) dan timbal-210 (^{210}Pb).⁴

1. Radon di Lingkungan

Menurut laporan NCRP (*National Council on Radiation Protection and Measurement*), diketahui bahwa lebih dari 80% gas radon yang dilepaskan ke atmosfer berasal dari lapisan tanah bagian atas. Secara

umum besarnya konsentrasi gas radon di lingkungan dipengaruhi oleh situasi, kondisi dan jenis batuan yang terdapat pada lapisan tanah tersebut.

Konsentrasi radon pada lapisan tanah bagian atas adalah 10-170 Bq/kg sedangkan pada lapisan tanah bagian bawah adalah 15 - 3560 Bq/kg. Pada lapisan tersebut terdapat batuan-batuan yang berumur sangat tua atau lebih dari 600 juta tahun yang mengandung uranium dengan konsentrasi yang relatif tinggi, seperti batuan granit, andesit, basal, dunit, diorit dan lain sebagainya. Konsentrasi rata-rata gas radon untuk batuan granit dan basalt masing-masing adalah 59,26 Bq/kg dan 11,11 Bq/kg. Sedangkan konsentrasi rata-rata gas radon secara keseluruhan masing-masing untuk batuan dan tanah pada lapisan kerak bumi adalah kira-kira 37,04 Bq/kg dan 25,93 Bq/kg.⁵

Konsentrasi gas radon di lingkungan juga dipengaruhi oleh air tanah. Radon dapat larut dalam air pada suhu 0 °C dan tekanan 1 atm serta mempunyai kelarutan sekitar $2,7 \times 10^6$ Bq/kg air. Air tanah yang masuk melalui pori-pori batuan dan tanah yang mengandung radium dapat melarutkan gas radon. Jika air tanah tersebut sampai ke permukaan, radon yang terdapat pada air tanah tersebut akan menguap ke atmosfer.

Lepasan gas radon dari sumber-sumber radon ke atmosfer yang berasal dari tanah, air dan sebagainya dapat dilihat pada Tabel 1.

Tabel 1. Sumber-sumber gas radon yang terlepas ke udara bebas

Sumber radon	Masukan ke atmosfer (37×10^3 Bq/th)
Emanasi dari tanah	2000
Air tanah	500
Emanasi dari lautan	30
Residu fosfat	3
Uranium sisa tambang	2
Batubara	0,02
Gas alam	0,01
Pembakaran sisa tambang	0,001

2. Radon di dalam Ruangan

Sumber radon di dalam ruangan dapat berasal dari bahan bangunan (80%), udara luar (10%), air (air tanah, air hujan dan lain-lain, 5%), gas alam (4%) dan LPG (<1%).⁶ Konsentrasi radon di dalam ruangan sangat dipengaruhi oleh kondisi dan bentuk fisik bangunan serta bahan bangunan yang digunakan pada bangunan tersebut misalnya porositas bahan bangunan, suhu dan kelembaban ruangan, sirkulasi udara dan lain sebagainya. Konsentrasi radon pada ruangan yang menggunakan AC (*Air Conditioner*) dan ventilasi udara yang sangat kurang (sistem sirkulasi udara ditutup) akan relatif tinggi dibandingkan ruangan dengan sistem sirkulasi udara dibuka.

3. Perpindahan Radon dari Lingkungan ke dalam Ruangan

Bahan bangunan yang berasal dari perut bumi seperti semen, batu bata, batako batu alam, gipsum alam, serta bahan

bangunan yang berasal dari bahan-bahan sisa hasil pengolahan bahan tambang dan limbah hasil industri, misalnya Fosfogipsum yang merupakan sisa hasil pengolahan fosfat, bata merah yang dibuat dari limbah pabrik penghasil alumina, dan sebagainya, pada dasarnya mengandung radium. Besarnya konsentrasi radium ini tergantung pada jenis bahan bangunan tersebut.

Radium yang terkandung dalam bahan bangunan ini akan meluruh menghasilkan gas radon (^{222}Rn). Gas radon yang terdapat di lingkungan (tanah) dan yang berasal dari bahan bangunan dapat berpindah ke dalam ruangan dengan cara aliran dan difusi. Perpindahan dengan cara aliran terjadi apabila di dalam bahan bangunan tersebut mengandung air, uap air atau udara yang mengisi sela-sela porositas sehingga dapat digunakan oleh radon sebagai media untuk berpindah. Perpindahan dengan cara difusi terjadi karena sifat mobilitas radon yang sangat besar dan berat atom tunggal sehingga

radon dapat bergerak di antara sela-sela bagian dalam dari bahan bangunan untuk dapat mencapai atmosfer.

4. Radon di Ruang Penyimpanan Sementara Limbah Radioaktif di PTKMR

Gas radon di dalam ruang penyimpanan sementara limbah radioaktif selain berasal dari bahan bangunan, udara luar dan air (air tanah, air hujan dan lain-lain), juga

berasal dari limbah radioaktif padat dan cair serta zat radioaktif yang mengandung radioisotop ^{226}Ra . Selain itu luas dan ventilasi udara dalam ruang penyimpanan sementara limbah radioaktif juga memberikan kontribusi terhadap tingkat konsentrasi radon dan thoron. Dalam Tabel 2 disajikan zat radioaktif yang tersimpan di ruang penyimpanan sementara limbah radioaktif yang beberapa diantaranya merupakan induk dari gas radon.

Tabel 2. Zat radioaktif di ruang penyimpanan sementara limbah radioaktif PTKMR – BATAN

No.	Zat Radioaktif	Aktivitas	Jumlah	Pemancar	Sifat
1	^{60}Co	(100; 10) mCi	2 buah	β dan γ	Padat
2	^{85}Kr	(250; 251; 251) mCi	3 buah	β dan γ	Gas
3	^{90}Sr	70 mCi	1 buah	β	Padat
4	^{137}Cs	(500; 50; 0,136; 500; 8) mCi	4 buah	β	Padat
5	^{152}Eu	(1,150; 1,148) mCi	2 buah	β , EC dan γ	Padat
6	^{226}Ra	(1; 0,01; 0,01) mCi	3 buah	α , EC dan γ	Gas
7	^{241}Am	100 mCi	1 buah	α , EC dan γ	Padat
8	^{109}Cd	(5; 5; 5,4) mCi	3 buah	EC dan γ	Padat
9	^{55}Fe	(45; 45; 120; 120; 120; 120) mCi	6 buah	EC dan γ	Padat
10	^{63}Ni	(100; 100) mCi	2 buah	EC dan γ	Padat
11	$^{241}\text{Am-Be}$	40 mCi	1 buah	α , EC, γ dan neutron	Padat

Batas maksimum konsentrasi radon dan thoron dalam ruang kerja yang direkomendasikan oleh Komisi Proteksi Radiasi Internasional (*ICRP, International Commission on Radiological Protection*) adalah 1.000 Bq/m^3 .³

III. TATA KERJA

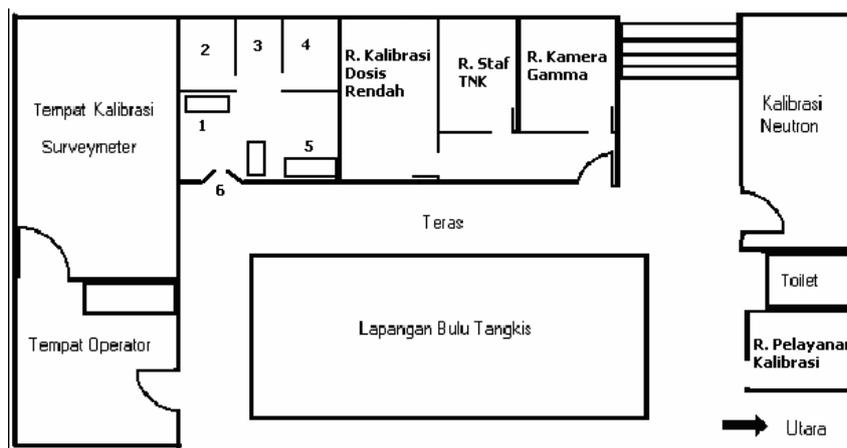
Pengukuran Konsentrasi Radon dan Thoron

Alat *electronic radon detector RAD 7* buatan Duridge-USA seperti pada Gambar 1 diletakkan di atas gerobak dorong yang diberi alas koran. Gerobak dorong diletakkan pada titik 1 yaitu di tempat bungkusan sebelum uji usap pada ruang penyimpanan sementara limbah radioaktif seperti disajikan dalam Gambar 2, kemudian pintu ruangan ditutup.



Gambar 1. Alat *electronic radon detector RAD 7*

Drierite yang berfungsi sebagai penyerap uap air dalam udara dimasukkan ke dalam *head* pencuplik dan ditutup rapat. Filter dipasang pada saluran *inlet electronic radon detector RAD 7*. Lubang masuk filter dihubungkan ke saluran *output head* pencuplik menggunakan slang plastik. *Head* pencuplik diikatkan pada tiang penyangga dan saluran masuknya (*input*) diatur dengan ketinggian 1,5 meter dari lantai.



Keterangan:

1. Tempat bungkusan sebelum uji usap.
2. Tempat limbah radioaktif padat.
3. Tempat penyimpanan sumber radioaktif.
4. Tempat Limbah radioaktif cair.
5. Tempat bungkusan sesudah uji usap.
6. Pintu masuk

Gambar 2. Ruang penyimpanan sementara limbah radioaktif di Gedung B PTKMR

Printer *Hewlett Packard* diletakkan di atas *electronic radon detector RAD 7* dengan posisi dibelakang garis batas, kemudian keduanya disambungkan dengan catu daya. *Electronic radon detector RAD 7* dinyalakan dan dilakukan pengaturan alat antara lain : pada menu *Protocol* dipilih *User*, menu *Cycle* dipilih 1, menu *Recycle* dipilih 5, menu *Mode* dipilih *Auto*, menu *Thoron* dipilih *On*, menu *Pump* dipilih *Auto*, menu *Tone* dipilih *Geiger*, menu *Format* dipilih *Short* dan menu *Unit* dipilih $\text{Bq/m}^3 \text{ } ^\circ\text{C}$. Selanjutnya pada menu *Test* dipilih *Start* dan *Enter* yang berarti *electronic radon detector RAD 7* memulai mencacach untuk mengukur konsentrasi radon dan thoron selama 1 jam dengan lima kali pengulangan secara otomatis.

Pengukuran konsentrasi radon dan thoron pada titik pengukuran yang lain dilakukan dengan cara seperti tersebut di atas. Pengukuran dilakukan dalam kondisi pintu ruangan ditutup dan dibuka.

Penentuan Penurunan Konsentrasi dan Perkiraan Dosis Interna Radon

Penurunan konsentrasi radon pada posisi pintu ditutup dan dibuka dihitung menggunakan persamaan berikut :

$$\text{Penurunan } C_{Rn} = \frac{C_{Rn \text{ ditutup}} - C_{Rn \text{ dibuka}}}{C_{Rn \text{ ditutup}}} \times 100\% \dots\dots\dots(1)$$

dengan :

Penurunan C_{Rn} : penurunan konsentrasi radon (%).

C_{Rn} ditutup : konsentrasi radon pada posisi pintu ditutup (Bq/m^3).

C_{Rn} dibuka : konsentrasi radon pada posisi pintu dibuka (Bq/m^3).

Sedangkan perkiraan dosis interna dari radon dan thoron di dalam ruang penyimpanan sementara limbah radioaktif dihitung menggunakan persamaan berikut :

$$\text{Dosis internal} = \text{FKD} \times F \times t \times C_{Rn/Tr} \dots\dots\dots(2)$$

dengan :

FKD : Faktor konversi dosis

(untuk radon $\sim 9 \text{ nSv/Bq.j.m}^{-3}$;
untuk thoron $40 \text{ nSv/Bq.j.m}^{-3}$)

F : Faktor kesetimbangan

(untuk radon = 0,4 ;
untuk thoron = 0,1)

t : Lamanya paparan (2.000 jam/tahun)

$C_{Rn/Tr}$: Rerata konsentrasi radon atau thoron di dalam ruangan (Bq/m^3)

IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil pengukuran konsentrasi gas radon dan thoron di ruang penyimpanan sementara limbah radioaktif PTKMR pada posisi pintu ditutup disajikan pada Tabel 3. Rerata konsentrasi gas radon dari lima kali pengukuran antara jam 09.00 – 14.00 WIB berkisar dari $(391,2 \pm 13,8) \text{ Bq/m}^3$ sampai $(889,8 \pm 105,7) \text{ Bq/m}^3$, terendah di tempat bungkusan sebelum uji usap dan tertinggi di tempat penyimpanan sumber radioaktif.

Tabel 3. Konsentrasi radon di ruang penyimpanan sementara limbah radioaktif pada posisi pintu ditutup

Titik pengukuran	Jam pengukuran	Konsentrasi Gas (Bq/m ³)		Suhu (°C)	Kelembaban (%)
		Radon	Thoron		
1. Tempat bungkusan sebelum uji usap	09.00-10.00	388	5,58	28,0	32
	10.00-11.00	369	5,59	28,0	32
	11.00-12.00	402	5,59	28,0	32
	12.00-13.00	394	22,4	28,0	32
	13.00-14.00	403	11,2	28,0	32
	Rerata	391,2 ± 13,8	10,1 ± 7,3	28,0 ± 0	32,0 ± 0
2. Tempat limbah radioaktif padat	09.00-10.00	475	16,8	28,3	30
	10.00-11.00	523	ttd	28,3	30
	11.00-12.00	431	16,8	28,3	30
	12.00-13.00	411	11,2	28,3	30
	13.00-14.00	450	16,8	28,3	30
	Rerata	453,8 ± 48,8	14,9 ± 3,2	28,3 ± 0	30,0 ± 0
3. Tempat penyimpanan sumber radioaktif	09.00-10.00	721	11,2	28,9	29
	10.00-11.00	883	5,61	29,5	28
	11.00-12.00	986	28,1	29,8	28
	12.00-13.00	886	5,61	30,1	28
	13.00-14.00	973	22,5	30,1	27
	Rerata	889,8 ± 105,7	14,6 ± 10,2	29,7 ± 0,5	28,0 ± 0,7
4. Tempat Limbah radioaktif cair	09.00-10.00	780	ttd	28,3	29
	10.00-11.00	892	5,61	28,9	28
	11.00-12.00	710	ttd	29,2	28
	12.00-13.00	616	5,60	29,2	28
	13.00-14.00	507	11,2	29,2	28
	Rerata	701,0 ± 148	7,5 ± 3,2	29,0 ± 0,4	28,2 ± 0,4
5. Tempat bungkusan sesudah uji usap	09.00-10.00	561	ttd	28,0	30
	10.00-11.00	478	11,2	28,3	30
	11.00-12.00	464	16,8	28,3	30
	12.00-13.00	412	11,2	28,0	30
	13.00-14.00	361	11,2	28,0	31
	Rerata	455,2 ± 75,1	12,6 ± 2,8	28,1 ± 0,2	30,2 ± 0,4
6. Depan pintu masuk	09.00-10.00	22,3	11,1	28,6	37
	10.00-11.00	30,6	Ttd	30,7	37
	11.00-12.00	25,1	16,7	31,3	38
	12.00-13.00	10,9	5,56	31,3	38
	13.00-14.00	12,2	5,56	31,0	38
	Rerata	20,2 ± 8,5	9,7 ± 5,3	30,6 ± 1,1	37,6 ± 0,5

Konsentrasi radon di tempat bungkusan sebelum uji usap paling rendah karena letaknya berdekatan dengan jendela kaca nako yang selalu terbuka sehingga ada sirkulasi udara dari luar yang masuk ke dalam

ruangan atau sebaliknya. Disamping itu karena letaknya berdekatan dengan pintu yang terbuat dari kayu, maka konsentrasi radonnya lebih rendah dibanding konsentrasi radon yang berasal dari tembok yang terbuat

dari bahan bangunan seperti : semen, batu bata, pasir dan lain-lain. Konsentrasi radon di tempat penyimpanan sumber radioaktif paling tinggi karena di tempat tersebut disimpan sumber ^{226}Ra sebagai induk gas radon yang kemungkinan ada kebocoran dalam wadah sumber mengingat ada beberapa wadah sumber ^{226}Ra yang terbuat dari paralon plastik yang dilem.

Rerata konsentrasi thoron berkisar dari $(7,5 \pm 3,2)$ Bq/m³ pada tempat limbah radioaktif cair sampai $(14,9 \pm 3,2)$ Bq/m³ di tempat penyimpanan limbah radioaktif padat. Konsentrasi thoron di beberapa tempat di dalam ruang penyimpanan sementara limbah radioaktif tersebut relatif tidak berbeda jauh dan relatif rendah. Hal ini terjadi karena di dalam ruangan tersebut tidak disimpan sumber radioaktif ^{224}Ra sebagai induk gas thoron. Disamping itu karena bahan bangunan yang digunakan untuk tembok dan atap ruangan serta kondisi lingkungan di sekitarnya mempunyai kandungan thoron yang rendah.

Suhu dan kelembaban dalam ruang penyimpanan sementara limbah radioaktif yang terukur oleh *Electronic radon detector RAD 7* berkisar antara $(28,0 \pm 0)$ °C - $(30,6 \pm 1,1)$ °C dan $(28,0 \pm 0,7)$ % - $(37,6 \pm 0,5)$ %. Suhu dan kelembaban yang terukur adalah suhu dan kelembaban udara dalam ruangan

yang terhisap dan tercacah oleh alat sehingga nilainya sangat dipengaruhi oleh suhu dan kelembaban dalam ruang tersebut dan kualitas *drierite* dalam head pencuplik.

Hasil pengukuran konsentrasi radon dan thoron di ruang penyimpanan sementara limbah radioaktif pada posisi pintu dibuka disajikan pada Tabel 4. Konsentrasi radon tertinggi pada setiap titik pengukuran berkisar dari 159 Bq/m³ sampai 282 Bq/m³, terendah di tempat bungkusan sebelum uji usap dan tertinggi di tempat penyimpanan sumber radioaktif. Hal ini terjadi karena di tempat uji bungkusan sebelum uji usap berdekatan dengan pintu sedangkan tempat penyimpanan sumber radioaktif terdapat sumber radioaktif ^{226}Ra seperti pada pengukuran konsentrasi radon dan thoron pada saat pintu ditutup.

Pada posisi pintu dibuka, nilai konsentrasi radon pada pengukuran pertama selalu lebih tinggi dibandingkan dengan keempat pengukuran berikutnya sehingga hasil pengukuran tidak diratakan. Hal ini terjadi karena pada awal pintu dibuka sirkulasi udara dalam ruangan belum optimal sehingga konsentrasi radon yang terukur masih tinggi dan cenderung turun dengan bertambahnya waktu pengukuran.

Tabel 4. Konsentrasi radon di ruang penyimpanan sementara limbah radioaktif posisi pintu dibuka

Titik pengukuran	Jam pengukuran	Konsentrasi gas (Bq/m ³)		Suhu	Kelembaban
		Radon	Thoron		
1. Tempat bungkusan sebelum uji usap	09.00-10.00	159	5,6	27,4	33,0
	10.00-11.00	61,3	5,6	28,0	33,0
	11.00-12.00	22	5,6	28,3	33,0
	12.00-13.00	29,9	11,1	28,6	33,0
	13.00-14.00	24,4	11,1	28,9	33,0
	Rerata	-	7,8 ± 3,0	28,2 ± 0,6	33,0 ± 0,0
2. Tempat limbah radioaktif padat	09.00-10.00	195	5,6	25,5	54,0
	10.00-11.00	27,9	11,1	28,0	50,0
	11.00-12.00	2,78	22,3	28,9	49,0
	12.00-13.00	35,3	27,8	29,2	50,0
	13.00-14.00	102	22,3	29,2	50,0
	Rerata	-	17,8 ± 9,2	28,2 ± 1,6	50,6 ± 1,9
3. Tempat penyimpanan sumber radioaktif	09.00-10.00	282	ttd	28,3	53,0
	10.00-11.00	50,2	22,3	28,9	53,0
	11.00-12.00	16,7	22,3	29,2	54,0
	12.00-13.00	33,9	11,1	29,5	54,0
	13.00-14.00	12,2	5,6	29,5	55,0
	Rerata	-	15,3 ± 8,4	29,1 ± 0,5	53,8 ± 0,8
4. Tempat Limbah radioaktif cair	09.00-10.00	257	11,1	29,2	52,0
	10.00-11.00	47,8	11,1	29,5	50,0
	11.00-12.00	16,7	16,7	29,5	50,0
	12.00-13.00	8,14	5,6	29,8	49,0
	13.00-14.00	10,9	11,1	29,8	49,0
	Tertinggi	-	11,1 ± 3,9	29,6 ± 0,3	50,0 ± 1,2
5. Tempat bungkusan sesudah uji usap	09.00-10.00	195	Ttd	28,3	30,0
	10.00-11.00	36,2	22,3	29,2	28,0
	11.00-12.00	25,1	22,3	29,5	28,0
	12.00-13.00	17,6	5,6	29,5	28,0
	13.00-14.00	20,4	ttd	29,5	27,0
	Rerata	-	16,7 ± 9,7	29,2 ± 0,5	28,2 ± 1,1
6. Depan pintu masuk	09.00-10.00	52,9	33,4	28,0	36,0
	10.00-11.00	8,35	11,1	28,6	36,0
	11.00-12.00	25,1	11,1	28,9	36,0
	12.00-13.00	10,9	5,6	29,5	37,0
	13.00-14.00	9,50	11,1	29,5	37,0
	Rerata	21,35 ± 9	14,5 ± 10,9	28,9 ± 0,6	36,4 ± 0,5

Konsentrasi thoron di ruang penyimpanan sementara limbah radioaktif yang terukur pada posisi pintu dibuka berkisar dari 7,8 Bq/m³ sampai 17,8 Bq/m³, terendah di tempat bungkusan sebelum uji usap dan tertinggi di tempat limbah radioaktif padat.

Konsentrasi thoron pada posisi pintu ditutup dengan posisi pintu dibuka nilainya tidak jauh berbeda. Hal ini karena konsentrasi thoron pada ruang penyimpanan sementara limbah radioaktif tersebut sangat rendah dan mendekati konsentrasi thoron latar.

Konsentrasi thoron pada beberapa titik pengukuran dari lima kali pengulangan pada saat pintu dibuka maupun ditutup sangat berfluktuasi sehingga standar deviasinya sangat besar. Hal ini terjadi disamping karena konsentrasi thoron di beberapa titik pengukuran mendekati konsentrasi latar juga karena adanya pengaruh aliran udara pada setiap pengukuran yang selalu berfluktuasi.

Suhu udara dalam ruang penyimpanan sementara limbah radioaktif pada posisi pintu dibuka berkisar dari $(28,2 \pm 0,6)$ °C sampai $(29,6 \pm 0,3)$ °C, sedangkan kelembaban udaranya berkisar dari $(28,2 \pm 1,1)$ % sampai $(53,8 \pm 0,8)$ %. Nilai suhu yang terukur sedikit lebih rendah dibanding pada posisi pintu ditutup akan tetapi kelembabannya lebih tinggi karena kualitas *drierite* dalam *head* pencuplik mengalami penurunan sehingga mendekati jenuh.

Penurunan konsentrasi radon pada kondisi pintu dibuka disajikan pada Tabel 5. Nilai penurunan konsentrasi radon berkisar dari 57,03 % sampai 68,31 %, terendah pada titik pengukuran 2 (di tempat limbah radioaktif padat) dan tertinggi pada titik pengukuran 3 (di tempat penyimpanan sumber radioaktif). Penurunan konsentrasi radon pada saat pintu dibuka sangat signifikan, oleh karena itu pada setiap melakukan pekerjaan di ruang penyimpanan sementara limbah

radioaktif pintu ruangan harus dibuka minimal 1 jam sebelum memulai pekerjaan.

Tabel 5. Penurunan konsentrasi radon pada posisi pintu ruangan dibuka

Titik Pengukuran	Konsentrasi radon pada posisi pintu		Penurunan konsentrasi radon (%)
	Ditutup (Bq/m ³)	Dibuka (Bq/m ³)	
1	391,2	159	59,36
2	453,8	195	57,03
3	889,8	282	68,31
4	701	257	63,34
5	455,2	195	57,16
6	20,2	21,4	-5,94

Nilai konsentrasi radon di ruang penyimpanan sementara limbah radioaktif pada posisi pintu ditutup terdapat dua titik pengukuran (titik 3 dan 4) yang nilainya mendekati batas maksimum yang direkomendasikan oleh Komisi Proteksi Radiasi Internasional (ICRP) yaitu 1.000 Bq/m³ sedangkan pada kondisi pintu terbuka masih jauh dibawah rekomendasi ICRP. Oleh karena itu harus dihindari bekerja di ruangan tersebut dalam kondisi pintu tertutup dan diupayakan bekerja dengan waktu sesingkat mungkin dan menggunakan masker penutup hidung.

Pada titik pengukuran 6 (di depan pintu masuk) penurunan konsentrasi radon adalah negatif - 5,94 %. Hal itu menunjukkan bahwa pada saat posisi pintu dibuka konsentrasi radon yang terukur lebih tinggi dibanding pada posisi pintu tertutup. Hal ini

terjadi pada saat pintu dibuka ada aliran udara dari ruang penyimpanan sementara limbah radioaktif ke luar sehingga konsentrasi radon di depan pintu menjadi lebih tinggi.

Rerata konsentrasi thoron pada posisi pintu ditutup dan dibuka disajikan pada Tabel 6. Nilai konsentrasi thoron berkisar antara 7,5 Bq/m³ – 14,9 Bq/m³ pada posisi pintu ditutup dan berkisar antara 7,8 Bq/m³ sampai 17,8 Bq/m³ pada posisi pintu dibuka. Terlihat bahwa konsentrasi thoron pada posisi pintu dibuka sedikit lebih tinggi dibanding pada posisi pintu ditutup namun nilainya tidak cukup berarti. Hal ini terjadi karena fluktuasi aliran udara pada ruangan selama pengukuran. Tabel 6. Rerata konsentrasi thoron pada posisi pintu ditutup dan dibuka

Titik Pengukuran	Rerata konsentrasi thoron pada posisi pintu	
	Ditutup (Bq/m ³)	Dibuka (Bq/m ³)
1	10,1	7,8
2	14,9	17,8
3	14,6	15,3
4	7,5	11,1
5	12,6	16,7
6	9,7	14,5

Perkiraan dosis interna radon dan thoron pada posisi pintu ditutup dan posisi pintu dibuka disajikan pada Tabel 7.

Tabel 7. Perkiraan dosis interna radon dan thoron pada posisi pintu ruangan ditutup dan dibuka

Titik pengukuran	Dosis interna pada posisi pintu ditutup (mSv/tahun)		Dosis interna pada posisi pintu dibuka (mSv/tahun)	
	Radon	Thoron	Radon	Thoron
1	3,13	0,08	1,27	0,06
2	3,63	0,12	1,56	0,14
3	7,12	0,12	2,26	0,12
4	5,61	0,06	2,06	0,09
5	3,64	0,10	1,56	0,13
6	0,16	0,08	0,17	0,12

Dosis interna radon pada posisi pintu ditutup berkisar antara 3,13 mSv/tahun sampai 7,12 mSv/tahun dan pada posisi pintu di buka berkisar antara 1,27 mSv/tahun sampai 2,26 mSv/tahun, rendah di titik pengukuran 1 (di tempat bungkusan sebelum uji usap) dan tinggi di titik pengukuran 3 (di tempat penyimpanan sumber radioaktif). Sedangkan dosis interna thoron berkisar antara 0,06 mSv/tahun sampai 0,12 mSv/tahun pada posisi pintu ditutup dan berkisar antara 0,06 mSv/tahun sampai 0,14 mSv/tahun pada posisi pintu dibuka.

Dosis interna radon dan thoron pada Tabel 7 tersebut dihitung dengan asumsi seorang pekerja radasi bekerja di ruang penyimpanan sementara limbah radioaktif selama 2.000 jam/tahun (8 jam/hari, 5 hari/minggu, 50 minggu/tahun). Akan tetapi karena pekerja radiasi yang bekerja di ruang penyimpanan sementara limbah radioaktif

PTKMR-BATAN rata-rata adalah 1 jam/hari (250 jam/tahun), maka perkiraan dosis interna yang diterima akan jauh lebih kecil (seperdelapan) dari perhitungan sehingga cukup aman.

V. KESIMPULAN

Konsentrasi radon di ruang penyimpanan sementara limbah radioaktif PTKMR-BATAN pada posisi pintu ditutup berkisar dari $(391,2 \pm 13,8)$ Bq/m³ sampai $(889,8 \pm 105,7)$ Bq/m³ dan pada posisi pintu dibuka berkisar dari 159 Bq/m³ sampai 282 Bq/m³. Konsentrasi thoron berkisar dari 7,5 Bq/m² sampai 14,9 Bq/m² pada posisi pintu ditutup dan berkisar dari 7,8 Bq/m² sampai 17,8 Bq/m² pada posisi pintu dibuka. Penurunan konsentrasi radon pada posisi pintu dibuka cukup signifikan yaitu berkisar dari 57,03 % sampai 68,31 %.

Perkiraan dosis interna radon yang diterima pekerja radiasi secara perhitungan pada posisi pintu ditutup berkisar dari 3,13 mSv/tahun sampai 7,12 mSv/tahun dan untuk thoron berkisar dari 0,06 mSv/tahun sampai 0,12 mSv/tahun. Dosis interna yang diterima pekerja radiasi jauh lebih kecil (seperdelapan) dari hasil perhitungan karena lama waktu bekerja seorang pekerja radiasi jauh lebih pendek yaitu 250 jam/tahun.

DAFTAR PUSTAKA

1. PERATURAN KEPALA BADAN TENAGA NUKLIR, "Organisasi dan Tata Kerja Badan Tenaga Nuklir", Peraturan Kepala BATAN No. 392/KA/XI/2005 tahun 2005, Jakarta (2005).
2. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiation Safety, IAEA Report No. 96-00725 IAEA/PI/A47E. April, Vienna (1996).
3. QUINDOS, L. S., NEWTON G. J., AND WILKENING M.N., "Estimation of Indoor Rn-222 from Concrete", Health Physics 56, (1989).
4. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Protection Against Radon-222 at Home and at Work, ICRP Publication 65, Vienna, (1993).
5. SOFYAN, HASNEL, "Mewaspada Gas Radon", Buletin ALARA 1 (3), PSPKR, BATAN, Halaman 17 – 24, Jakarta (1998).
6. AKHADI, M., "Pengantar Teknologi Nuklir", PT Rineka Cipta, Jakarta (1997).
7. COLLE, R. at. all, "Radon transport Through and Exhalation from Building Materials: A Review and Assessment", Department of Commerce, Malcolm Baidrige Secretary, National Bureau of Standards Washington, DC (1981).
8. ASEP S. "Penentuan Konsentrasi Gas Radon dan Thoron di Ruang Bawah Tanah (Lab. Cacah – PTKMR)", Jakarta (2008). Tidak dipublikasikan.

TANYA JAWAB :

**1. Penanya : Jonner Sitompul
(PTLR-BATAN)**

Pertanyaan :

1. Gas buang dari ruang ruang penyimpanan sementara limbah radioaktif PTKMR-BATAN apakah disaring melalui filter ?
2. Berapa lama pintu dibuka pada saat pengukuran konsentrasi radon dan thoron di ruang penyimpanan sementara limbah radioaktif PTKMR-BATAN?
3. Apa ruang penyimpanan sementara limbah radioaktif PTKMR-BATAN dipasang *exhaust fan*, mengapa?

Jawaban : Muji Wiyono

1. Tidak, dalam ruang penyimpanan sementara limbah radioaktif PTKMR-BATAN tidak ada saluran gas buang.
2. Pada pengukuran konsentrasi radon dan thoron posisi pintu dibuka, lama pintu dibuka adalah 5 jam (5 kali pengulangan pengukuran), sedangkan pada pengukuran posisi pintu ditutup, pintu ditutup terus menerus selama pengukuran.
3. Di dalam ruang penyimpanan sementara limbah radioaktif PTKMR-BATAN tidak dipasang *exhaust fan*, karena konsentrasi radon dan thoron jika pintu dibuka selama 1 jam sebelum diukur (sebelum pekerja radiasi mulai bekerja), adalah antara $27,9 \text{ Bq/m}^3$ hingga $61,3 \text{ Bq/m}^3$ untuk radon dan antara $7,8 \text{ Bq/m}^3$ hingga $17,8 \text{ Bq/m}^3$ untuk thoron. Nilai ini masih jauh dibawah batas yang diizinkan yaitu menurut ICRP adalah 1.000 Bq/m^3 , sehingga walaupun tidak dipasang *exhaust fan*, sangat aman untuk pekerja radiasi.

**2. Penanya : Anda (Pusdiklat-BATAN)
Pertanyaan :**

1. Bagaimana proses fisika/kimia dari zat radioaktif yang disimpan dapat berkontribusi terhadap peningkatan konsentrasi radon dan thoron dalam ruangan penyimpanan sementara limbah radioaktif tersebut. Kontribusi tersebut dari limbah atau dari bangunan?

Jawaban : Muji Wiyono

1. Sumber radioaktif yang disimpan dalam ruang penyimpanan sementara limbah radioaktif, 3 (tiga) diantaranya adalah sumber radioaktif ^{226}Ra dengan aktivitas (1; 0,01 dan 0,01) mCi. Isotop tersebut akan meluruh dengan memancarkan partikel alfa dan menghasilkan ^{222}Ra (gas radon). Apabila wadah sumber ada yang retak (bocor), menyebabkan gas radon tersebut keluar dan akan meningkatkan konsentrasi gas radon dalam ruangan. Untuk gas thoron tidak ada kontribusi dari sumber radioaktif karena tidak ada sumber ^{228}Ra yang merupakan induk dari gas thoron. Kontribusi konsentrasi radon juga berasal dari limbah cair dan bahan bangunan dalam gedung karena limbah tersebut mengandung ^{226}Ra dan bahan bangunan seperti : semen, pasir, bata merah dan lain-lain mengandung radionuklida alam yaitu ^{238}U yang merupakan induk dalam deret uranium yang dalam peluruhannya akan menghasilkan ^{226}Ra .

**3. Penanya : Faizal Riza
(PPGN-BATAN)**

Pertanyaan :

1. Kenapa dalam ruang penyimpanan sementara limbah radioaktif tidak dipasang *exhaust fan*, katanya sebagai pusat acuan dalam bidang keselamatan?

Jawaban : Muji Wiyono

1. Nilai konsentrasi radon dan thoron apabila pintu dibuka selama satu jam sangat rendah yaitu antara 27,9 Bq/m³ hingga 61,3 Bq/m³ untuk radon dan antara 7,8 Bq/m³ hingga 17,8 Bq/m³ untuk thoron. Nilai ini masih jauh di bawah batas yang diizinkan oleh ICRP yaitu konsentrasi maksimum radon dan thoron di tempat kerja adalah 1.000 Bq/m³, sehingga sangat aman untuk pekerja radiasi walaupun di ruang penyimpanan sementara limbah radioaktif tersebut tidak dipasang *exhaust fan*, asalkan pintu dibuka selama satu jam sebelum mulai bekerja.

PENGENDALIAN RADIASI PENGIRIMAN BATU TOPAZ PASCA IRADIASI DI RSG – G.A.S.

Anthony Simanjuntak, Nazly Kurniawan

Pusat Reaktor Serba Guna - BATAN

ABSTRAK

PENGENDALIAN RADIASI PENGIRIMAN BATU TOPAZ PASCA IRADIASI DI RSG – G.A.S. Iradiasi batu topaz dilaksanakan dengan tujuan untuk mengubah batu topaz alam yang semula tidak berwarna menjadi berwarna, sehingga nilai ekonomis batu topaz bertambah. Selain dapat menaikkan nilai ekonomis batu topaz, proses iradiasi batu topaz juga menghasilkan radiasi imbas yang berasal dari ketidakmurnian yang terdapat dalam batu topaz ketika bereaksi dengan neutron termal. Tingkat radiasi yang timbul pasca iradiasi batu topaz tersebut perlu dikendalikan, salah satunya adalah dengan cara meluruhkan batu topaz terlebih dahulu di suatu tempat penyimpanan dalam jangka waktu tertentu hingga aktivitasnya tidak melebihi nilai batas yang telah ditentukan. Untuk pengangkutan (pengiriman) batu topaz, PRSG menggunakan skenario bungkus dikecualikan. Berdasarkan hasil perhitungan diperoleh bahwa nilai batas aktivitas bungkus dikecualikan untuk skenario topaz teriradiasi di RSG – GAS dengan daya 15 MW selama 8 hari, dengan waktu peluruhan 18 hari, yaitu sebesar 14,05 mCi. Sedangkan, nilai aktivitas total topaz teriradiasi sebanyak 27 kg adalah sebesar $2,96 \times 10^{-2}$ mCi. Nilai ini masih di bawah nilai batas aktivitas bungkus dikecualikan hasil perhitungan, sehingga dapat disimpulkan bahwa skenario bungkus dikecualikan untuk pengiriman topaz teriradiasi di RSG-GAS adalah realistis dan aman.

Kata Kunci : Batu Topaz, Bungkus Dikecualikan.

ABSTRACT

RADIATION CONTROL TO TOPAZ STONE SHIPMENT AFTER IRRADIATION IN THE G.A. SIWABESSY MULTIPURPOSE REACTOR. Topaz stone irradiation is aimed to turn its colorless topaz to a blue color topaz and to enhance its economical value. Beside it increases economical value of topaz stone but on the other side it can arise radiation coming from impurities contained in the stone reacting with thermal neutron. Radiation level arised after irradiation should be controlled, one of them was by decaying topaz stone in a waste storage in a certain time until its activity value is within acceptable safety limit. For shipment of topaz stone, the PRSG used excepted package scenario. Based on calculation it was obtained that the limit value of excepted package for irradiated topaz scenario in the RSG with 15 MW power for 8 days and its decay of 18 days was 14.05 mCi. Meanwhile, the total activity of 27 kg irradiated topaz stone was $2.96 \cdot 10^{-2}$ mCi. This value was under the limit value of excepted package obtained from calculation, so it could be concluded that the excepted package scenario is safe and realistic to be implemented on topaz shipment irradiated in the RSG GAS

Key words : Topaz Stone, Excepted Package

I. PENDAHULUAN

Radiasi, baik yang berasal dari alam maupun buatan, dapat mempengaruhi warna dan keindahan dari beberapa jenis batu permata yang berbeda. Penggunaan sumber radiasi buatan untuk meng-iradiasi batu permata diketahui telah diuji coba sejak beberapa saat setelah ditemukannya radiasi. Pada saat ini, iradiasi batu permata telah menjadi kegiatan yang cukup banyak dilakukan, yang menyebabkan peningkatan jumlah beberapa jenis batu permata di lingkungan pasar perhiasan.

Salah satu fasilitas yang dapat digunakan untuk iradiasi batu permata adalah reaktor nuklir. Di Indonesia – tepatnya di RSG – GAS (Reaktor Serba Guna G.A. Siwabessy) – telah dilakukan kegiatan iradiasi batu topaz secara rutin. Iradiasi topaz dilakukan dengan memanfaatkan neutron yang dihasilkan dari reaksi fisi yang terjadi di dalam teras RSG – GAS. Proses iradiasi tersebut akan mengubah warna batu topaz, dari tidak berwarna (transparan) menjadi berwarna biru.

RSG – GAS menerima batu topaz alam dari perusahaan pemasok yang berada di Jerman yaitu Gunter Meelis E.K. Batu topaz teriradiasi dikirim kembali ke perusahaan pemasok dengan menggunakan jasa perusahaan kargo PT. DFDS, setelah memenuhi persyaratan dan ketentuan pengawasan untuk pengangkutan

bungkusan dikecualikan, sesuai dengan yang tertulis di dalam Surat Keputusan Kepala BAPETEN Nomor : 04/ Ka-BAPETEN/ V-99 tentang Ketentuan Keselamatan Untuk Pengangkutan Zat Radioaktif. Mengacu pada peraturan tersebut, maka perlu dilakukan pengendalian tingkat radiasi batu topaz. Salah satu bentuk pengendalian tersebut adalah dengan cara menyimpan terlebih dahulu topaz teriradiasi di dalam ruang penyimpanan topaz dalam jangka waktu tertentu untuk meluruhkannya sampai pada nilai batas yang telah ditentukan.

Kategori bungkusan dikecualikan digunakan dalam pengiriman zat radioaktif dengan potensi risiko radiasi paling kecil. Di dalam ketentuan pengangkutan zat radioaktif yang diterbitkan oleh BAPETEN telah dituliskan nilai batas laju dosis radiasi permukaan untuk persyaratan pengangkutan bungkusan dikecualikan, serta nilai batas aktivitas yang diperbolehkan untuk dimuatkan pada bungkusan dikecualikan. Namun, nilai batas yang tertulis pada ketentuan tersebut adalah nilai batas aktivitas untuk zat radioaktif dengan radionuklida tunggal, sedangkan untuk zat radioaktif yang terdiri dari campuran radionuklida harus dilakukan perhitungan mengikuti cara yang sesuai dengan pedoman yang diberikan.

Topaz yang telah teriradiasi di RSG – GAS mengandung beberapa macam radionuklida dan masing – masing memiliki waktu paruh yang berbeda. Oleh karena itu, perhitungan nilai batas aktivitas untuk radionuklida campuran harus dilakukan dengan memperhatikan fraksi aktivitas tiap radionuklida sebagai fungsi waktu peluruhan, sehingga dapat diperkirakan dengan analisis, kemudian dikendalikan besarnya aktivitas bungkusan dikecualikan agar nilainya tidak melebihi batas keselamatan yang diijinkan.

I.1. Karakteristik Batu Topaz

Topaz adalah jenis batu mineral yang sangat indah karena bercahaya, mempunyai warna yang atraktif dengan bentuk kristal yang sangat bagus. Topaz memiliki kandungan silika tinggi, dengan rumus kimia $Al_2SiO_4(F,OH)_2$. Mineral ini memiliki berat jenis sebesar 3,5 gram/ cm^3 dan kekerasan 8,0 pada skala Mohs. Topaz alam (murni) berupa kristal transparan dan tidak berwarna, tetapi ada beberapa topaz alam yang berwarna kuning, biru, hijau, coklat, violet, kuning – kemerahan.

Batu topaz tidak berwarna memiliki nilai ekonomis yang lebih rendah dibandingkan warna lainnya. Untuk meningkatkan kualitas dan nilai ekonomis topaz tidak berwarna, maka batu topaz tersebut dapat diubah sehingga menjadi berwarna, yaitu dengan cara mengubah

struktur kristal. Perubahan struktur kristal dapat dilakukan dengan cara mengiradiasi batu topaz di dalam reaktor. Pada saat batu topaz diiradiasi di dalam teras reaktor maka akan terjadi reaksi inti antara unsur-unsur yang terkandung dalam batu topaz (terutama unsur Al dan Si) dengan neutron cepat dan lambat. Reaksi tersebut akan merubah struktur kisi-kisi kristal dari batu topaz yang dapat menyebabkan terjadinya perubahan warna pada batu topaz.

I.2. Pengendalian Proses Iradiasi Batu Topaz Di Kolam Reaktor RSG-GAS

Untuk mengurangi radioaktivitas batu topaz pasca iradiasi yang diakibatkan adanya efek iradiasi sekunder antara neutron termal/epitermal dengan unsur-unsur pengotor yang terkandung dalam batuan topaz, maka iradiasi batu topaz dilakukan dalam suatu tabung yang dilapisi dengan bahan yang dapat menyerap neutron termal dan epitermal. Fasilitas iradiasi topaz terdiri dari tabung luar dan tabung dalam (kapsul iradiasi). Tabung luar dibuat dari bahan paduan Aluminium (AlMgSi) berlapis yang bagian tengahnya disisipi Cadmium (tebal $\approx 1,5$ mm) yang berfungsi sebagai filter neutron termal. Sedangkan tabung dalam (kapsul iradiasi) juga dibuat dari paduan Aluminium (AlMgSi) berlapis yang di tengahnya disisipi lapisan Indium setebal 2 mm dan paduan Boron-

Gadolinium (B-Gd) setebal 7 mm sehingga diharapkan hanya neutron cepat saja yang bereaksi dengan unsur yang ada di dalam batu topaz.

Posisi iradiasi fasilitas batu topaz berada di luar teras reaktor, yaitu pada posisi fasilitas iradiasi *silicone doping* dan bila diperlukan fasilitas tersebut dapat digunakan secara bergantian dengan fasilitas *silicone doping*. Nilai fluks neutron pada posisi tersebut sekitar 8×10^{12} n/(cm².det.) pada daya 15 MW. Pada posisi tersebut batu topaz dapat diiradiasi selama 4 – 8 hari. *Loading-unloading* dikerjakan pada kondisi reaktor beroperasi.

Batu topaz yang telah diiradiasi kemudian disimpan sekitar 7 – 10 hari untuk meluruhkan radioaktivitasnya. Pengeluaran batu topaz dari dalam tabung iradiasi akan dikerjakan di dalam kolam

penyimpanan bahan bakar. Apabila jumlah radioaktivitasnya kurang dari 70 Bq / gram, maka topaz akan dikirim ke laboratorium lain untuk diproses lebih lanjut.

I.3. Nilai Batas Aktivitas dan Laju Dosis Radiasi Untuk Bungkusan Dikecualikan

Secara umum batas aktivitas Bungkusan Dikecualikan yang mencakup berbagai keadaan fisik, pengiriman instrumen atau barang yang mengikat zat radioaktif, dan pengiriman hanya bahan radioaktif disajikan pada Tabel I. Untuk kasus pengiriman topaz teriradiasi, nilai batas aktivitasnya sesuai dengan yang tercantum pada kolom 4 untuk kelompok Padatan : Bentuk lain, yaitu bernilai $10^{-3} A_2$. Besaran-besaran A_1 dan A_2 untuk tiap unsur tunggal radioaktif telah disajikan pada SK Ka Bapeten No: 04/ Ka-BAPETEN/ V-99.

Tabel 1. Nilai Batas Aktivitas Untuk Bungkusan Dikecualikan

Bentuk fisik isi bungkusan	Instrumen dan benda		Batas untuk bungkusan dan material
	Batas untuk benda	Batas bungkusan	
Padatan :			
- Bentuk khusus	$10^{-2} A_1$	A_1	$10^{-3} A_1$
- Bentuk lain	$10^{-2} A_2$	A_2	$10^{-3} A_2$
Cairan :	$10^{-3} A_2$	$10^{-1} A_2$	$10^{-4} A_2$
Gas :			
- Tritium	$2 \times 10^{-2} A_2$	$2 \times 10^{-1} A_2$	$2 \times 10^{-2} A_2$
- Bentuk khusus	$10^{-3} A_1$	$10^{-2} A_1$	$10^{-3} A_1$
- Bentuk lain	$10^{-3} A_2$	$10^{-2} A_2$	$10^{-3} A_2$

Dalam hal bahan yang akan dikirim mengandung campuran unsur-unsur radioaktif, maka nilai A_1 dan A_2 harus ditentukan dengan cara sebagai berikut :

$$X_m = \frac{1}{\sum_i \frac{f(i)}{X(i)}} \dots\dots\dots (1)$$

dengan, $f(i)$ adalah fraksi aktivitas atau konsentrasi aktivitas dari radionuklida i di dalam campuran; $X(i)$ adalah nilai yang sesuai untuk A_1 atau A_2 , atau konsentrasi aktivitas untuk bahan yang dikecualikan atau batas aktivitas untuk suatu *exempt consignment* untuk radionuklida i ; dan X_m adalah nilai A_1 atau A_2 yang diperoleh (untuk campuran), atau konsentrasi aktivitas untuk bahan yang dikecualikan atau batas aktivitas untuk suatu *exempt consignment* dalam hal merupakan suatu campuran.

Nilai A_1 atau A_2 untuk unsur-unsur yang relevan dengan kasus topaz teriradiasi

dalam menentukan nilai batas aktivitas campuran Bungkusan Dikecualikan disajikan pada Tabel II. Untuk diperhatikan bahwa kolom 4 dan kolom 5 tidak ada kaitannya dengan Bungkusan Dikecualikan (*Excepted Package*), melainkan merupakan nilai batas yang diacu untuk dapat diperlakukan sama seperti bahan bukan radioaktif.

Ditinjau dari segi nilai batas laju dosis radiasi untuk bungkusan dikecualikan, maka persyaratan untuk tipe bungkusan dikecualikan yang dimaksud akan terpenuhi jika laju dosis radiasi pada permukaan wadah pengiriman tidak melampaui $5 \mu\text{Sv/jam}$ ($0,5 \text{ mrem/jam}$) dan pada jarak 10 cm dari setiap titik permukaan luar material yang tidak dibungkus tidak boleh melampaui $0,1 \text{ mSv/jam}$ (10 mrem/jam). Selain itu, tingkat kontaminasi lekat pada permukaan luar bungkusan dikecualikan tidak boleh melampaui nilai batas yang ditentukan.

Tabel 2. Nilai A_1 dan A_2 Untuk Beberapa Radionuklida

Radionuklida (Nomor Atom)	A_1 (TBq)	A_2 (TBq)	Konsentrasi aktivitas untuk material yang dibebaskan (Bq/g)	Batas Aktivitas untuk sebuah muatan yang dibebaskan (Bq)
(1)	(2)	(3)	(4)	(5)
Scandium, Sc-46 (21)	5×10^{-1}	5×10^{-1}	1×10^1	1×10^6
Mangan, Mn-54 (25)	1×10^0	1×10^0	1×10^1	1×10^6
Tantalum, Ta-182 (73)	9×10^{-1}	5×10^{-1}	1×10^1	1×10^4
Emas, Au-198 (79)	1×10^0	6×10^{-1}	1×10^2	1×10^6

II. TATA KERJA

Agar persyaratan dan ketentuan pengawasan untuk pengangkutan bungkusan dikecualikan terpenuhi, baik dari segi nilai batas laju dosis radiasi maupun dari segi nilai batas aktivitas, maka batu topaz pasca iradiasi diperlakukan sebagai berikut :

1. Batu topaz yang akan dikirim adalah batu topaz yang telah mengalami proses peluruhan radioaktif (berada di dalam gudang penyimpanan),
2. Batu topaz teriradiasi terlebih dahulu didekontaminasi dengan menggunakan alat pencuci ultrasonik,
3. Batu topaz disortir satu persatu,
4. Untuk melakukan penyortiran, persyaratan laju paparan radiasi permukaan batu topaz $< 2,5$ mrem/ jam (sesuai dengan ketentuan peraturan tentang keselamatan pekerja radiasi),
5. Selama kegiatan penyortiran petugas menggunakan peralatan pelindung keselamatan kerja diantaranya harus menggunakan pemantau dosis perorangan (TLD dan TLD cincin), *handling tool* yang digunakan berupa pinset serta menggunakan sarung tangan dan masker,
6. Penyortiran dilakukan dengan mengukur satu persatu laju dosis radiasi batu topaz, serta dengan mengelompokkan laju paparan radiasi permukaan rendah dan tinggi,
7. Batu topaz yang tingkat paparan radiasi permukaan yang masih tinggi dikembalikan ke dalam gudang penyimpanan untuk proses peluruhan,
8. Ditentukan nilai batas aktivitas radionuklida campuran batu topaz yang diijinkan untuk dimasukkan ke dalam wadah pengiriman dengan cara sebagai berikut :
 - 8.1. Dilakukan identifikasi radionuklida dan pengukuran tingkat aktivitas batu topaz kelompok paparan iradiasi rendah dengan menggunakan spektrometer gamma beresolusi tinggi (detektor HPGe), sehingga diperoleh nilai aktivitas masing-masing unsur dan fraksi radioaktif yang terkandung pada batu topaz,
 - 8.2. Dilakukan perhitungan nilai batas aktivitas untuk radionuklida campuran batu topaz dengan menggunakan Persamaan 1,
9. Kegiatan pemilahan batu topaz dicatat pada log book yang disesuaikan dengan dokumen awal batu topaz (sebelum iradiasi).

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

III.1. Komposisi dan Fraksi Aktivitas Radionuklida Pada Batu Topaz Pasca Iradiasi

Dalam menentukan nilai batas aktivitas campuran topaz yang dapat dimuatkan ke dalam Bungkusan Dikecualikan perlu diketahui jenis radionuklida yang terkandung di dalam topaz pasca iradiasi, serta fraksi aktivitasnya. Untuk mendapatkan data tersebut, contoh topaz teriradiasi dengan daya 15 MW pada posisi fasilitas *silicon doping* selama 8 hari setelah mengalami *cooling down* (peluruhan) selama 18 hari dianalisis di laboratorium spektrometri gamma terakreditasi, yaitu di

Pusat Teknologi Bahan Industri Nuklir (PTBIN), dengan menggunakan spektrometer gamma beresolusi tinggi (detektor HPGe). Hasil analisis seperti disajikan pada Tabel 3.

III.2. Perhitungan Nilai Batas Aktivitas Bungkusan Dikecualikan Untuk Topaz Teriradiasi

Pada Tabel 4 disajikan data fraksi aktivitas topaz teriradiasi dengan waktu peluruhan 18 hari yang diperlukan untuk perhitungan nilai batas bungkusan dikecualikan.

Tabel 3. Fraksi Aktivitas Radionuklida Topaz Teriradiasi Setelah Peluruhan 18 Hari

Nama Sampel	Radionuklida	Waktu Paruh	Aktivitas Jenis (Bq/g)	Fraksi Aktivitas (%)
Batu Topaz	Sc-46	84 hari	7,63	18,77
	Mn-54	312 hari	1,90	4,67
	Ta-182	115 hari	27,43	67,45
	Au-198	3 hari	3,71	9,11
	Total		40,67	100

Tabel 4. Perhitungan Nilai Batas Aktivitas Bungkusan Dikecualikan Pada Kasus Topaz Teriradiasi (Waktu Peluruhan 18 Hari)

Radionuklida	Sc-46	Mn-54	Ta-182	Au-198	Total
Aktivitas Jenis (Bq/g)	7,63	1,90	27,43	3,71	40,67
Fraksi Aktivitas	0,19	0,05	0,67	0,09	1,00

Dengan menggunakan Persamaan 1 untuk penentuan besaran A_1 dan A_2 untuk radionuklida campuran yaitu :

maka nilai A_1 untuk topaz teriradiasi selama 8 hari dengan waktu peluruhan 18 hari adalah sebesar :

$$X_m = \frac{1}{\sum_i \frac{f(i)}{X(i)}} \dots\dots\dots (2)$$

$$X_m (A_1) = \frac{1}{\left(\frac{f(\text{Sc} - 46)}{A_1(\text{Sc} - 46)} + \frac{f(\text{Mn} - 54)}{A_1(\text{Mn} - 54)} + \frac{f(\text{Ta} - 182)}{A_1(\text{Ta} - 182)} + \frac{f(\text{Au} - 98)}{A_1(\text{Au} - 98)}\right)}$$

$$X_m (A_1) = \frac{1}{\left(\frac{0,19}{0,5} + \frac{0,05}{1} + \frac{0,67}{0,9} + \frac{0,09}{1}\right)}$$

$$X_m (A_1) = \frac{1}{(0,38 + 0,05 + 0,74 + 0,09)}$$

$$X_m (A_1) = \frac{1}{(1,26)}$$

$$X_m (A_1) = 0,79 \text{ TBq}$$

sedangkan nilai A_2 adalah sebesar :

$$X_m (A_2) = \frac{1}{\left(\frac{f(\text{Sc} - 46)}{A_2(\text{Sc} - 46)} + \frac{f(\text{Mn} - 54)}{A_2(\text{Mn} - 54)} + \frac{f(\text{Ta} - 182)}{A_2(\text{Ta} - 182)} + \frac{f(\text{Au} - 98)}{A_2(\text{Au} - 98)}\right)}$$

$$X_m (A_2) = \frac{1}{\left(\frac{0,19}{0,5} + \frac{0,05}{1} + \frac{0,67}{0,5} + \frac{0,09}{0,6}\right)}$$

$$X_m (A_2) = \frac{1}{(0,38 + 0,05 + 1,34 + 0,15)}$$

$$X_m (A_2) = \frac{1}{(1,92)}$$

$$X_m (A_2) = 0,52 \text{ TBq}$$

Dengan demikian, nilai A_1 dan A_2 untuk topaz teriradiasi 8 hari (dengan waktu peluruhan 18 hari) :

$$A_1 = 0,79 \text{ TBq} = 79.10^{10} \text{ Bq}$$

$$A_2 = 0,52 \text{ TBq} = 52.10^{10} \text{ Bq}$$

Untuk kasus pengiriman topaz teriradiasi, nilai batas aktivitasnya sesuai dengan yang tercantum pada Tabel I kolom empat untuk kelompok untuk kelompok Padatan : Bentuk lain, yaitu bernilai $10^{-3}A_2$. Maka nilai batas aktivitas untuk topaz teriradiasi selama 8 hari (waktu peluruhan 18 hari) adalah sebesar :

$$\begin{aligned}\text{Nilai Batas Aktivitas} &= 10^{-3} \times A_2 \\ &= 10^{-3} \times 52.10^{10} \text{ Bq} \\ &= \frac{10^{-3} \times 52.10^{10}}{3,7.10^{10}} \text{ Ci} \\ &= 14,05.10^{-3} \text{ Ci} \\ &= 14,05 \text{ mCi}\end{aligned}$$

III.3. Perencanaan Pengangkutan Topaz

Setelah nilai batas aktivitas bungkusan dikecualikan dihitung untuk waktu *cooling down* yang sesuai, maka topaz teriradiasi kemudian dimuatkan ke dalam bungkusan dengan total aktivitas tidak boleh melebihi nilai batas aktivitas terhitung; ini dilaksanakan dengan cara mengalikan aktivitas jenis dari topaz teriradiasi dengan masa topaz yang akan dimuatkan. Untuk topaz teriradiasi 8 hari dengan waktu *cooling down* 18 hari, aktivitas jenisnya sebesar 40,67 Bq/g, sedangkan masa total topaz alam (murni) yang dikirim dari perusahaan pemasok yang berada di Jerman (yaitu Gunter Meelis E.K.) adalah sebesar

27 kg, sehingga total aktivitasnya adalah sebesar :

$$\begin{aligned}\text{Aktivitas total topaz} &= \\ \text{Aktivitas Jenis Topaz} \times \text{Masa Total Topaz} \\ &= 40,67 \text{ Bq/g} \times 27.000 \text{ gram} \\ &= 1.098.090 \text{ Bq} \\ &= \frac{1.098.090}{3,7.10^7} \text{ mCi} \\ &= 2,96.10^{-2} \text{ mCi}\end{aligned}$$

Dengan mengacu nilai batas aktivitas Bungkusan Dikecualikan hasil perhitungan yang sebesar 14,05 mCi, maka paket pengiriman topaz tersebut aktivitasnya jauh di bawah nilai batas yang ditetapkan dan karenanya telah memenuhi syarat.

Setelah dapat dipastikan bahwa nilai aktivitas total dari topaz tidak melebihi nilai batas aktivitas bungkusan dikecualikan hasil perhitungan, selanjutnya diukur laju dosis pada permukaan bungkusan topaz teriradiasi. Berdasarkan SK Ka Bapeten No: 04/ Ka-BAPETEN/ V-99, laju dosis radiasi pada permukaan bungkusan pengiriman tidak boleh melampaui 5 $\mu\text{Sv/ jam}$ (0,5 mrem/ jam) dan pada jarak 10 cm dari setiap titik permukaan luar material yang tidak dibungkus tidak boleh melampaui 0,1 mSv/ jam (10 mrem/ jam). Jika laju dosis radiasi topaz teriradiasi melebihi ketentuan tersebut, maka perlu dipilih bungkusan yang dilengkapi dengan lapisan perisai yang

terbuat dari bahan khusus (dengan ketebalan tertentu) yang memiliki kemampuan untuk mengurangi laju dosis radiasi hingga memenuhi ketentuan. Namun demikian, penambahan perisai pada bungkusan akan menambah berat total bungkusan, yang berdampak pada bertambahnya biaya pengiriman bungkusan. Sebagai alternatif, dapat dilakukan penyortiran (pemilahan) batu topaz berdasarkan laju dosis radiasinya, sehingga laju dosis radiasi total bungkusan topaz pasca iradiasi lebih rendah dari batas yang telah ditentukan.

Berdasarkan fraksi aktivitas dari tiap radionuklida dalam topaz teriradiasi 8 hari (daya 15 MW) dengan waktu *cooling down* (peluruhan) 18 hari, radionuklida Ta-182 memiliki fraksi aktivitas terbesar. Selain itu, nilai aktivitas total topaz teriradiasi (sebanyak 27 kg) hasil perhitungan adalah sebesar $2,96 \cdot 10^{-2}$ mCi. Nilai ini masih dibawah nilai batas aktivitas bungkusan dikecualikan hasil perhitungan, yaitu sebesar 14,05 mCi. Dengan demikian telah ditunjukkan bahwa skenario Bungkusan Dikecualikan untuk pengiriman topaz teriradiasi di RSG-GAS adalah aman untuk diangkut.

IV. KESIMPULAN

Untuk memenuhi agar batu topaz teriradiasi mempunyai laju dosis permukaan bungkusan pada batas aman yang dipersyaratkan oleh Badan Pengawas, beberapa tindakan perlu diperhatikan meliputi :

1. Pengendalian proses iradiasi, dalam artian bahwa zat pengotor yang ada dalam batu topaz diusahakan seminimal mungkin terkena neutron thermal yang akan mengakibatkan topaz sangat aktif, Cadmium (Cd) dan campuran Boron-Gadolinium (B-Gd) digunakan sebagai perisai neutron thermal.
2. Nilai aktivitas harus dibawah nilai aktivitas yang dipersyaratkan.
3. Kegiatan penyortiran dilakukan satu persatu untuk menghindari batu topaz teriradiasi dengan aktivitas tinggi tercampur dengan batu topaz aktivitas rendah.
4. Sebagai batu perhiasan yang melekat di badan, prosedur perlakuan batu topaz harus ditaati secara komprehensif, sehingga batu topaz teriradiasi benar-benar aman dipakai di tubuh manusia.

V. DAFTAR PUSTAKA

1. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, "Regulation For The Safe Transport of Radioactive

- Material (Revised)” (Safety Series No. TS-R-1), IAEA, Vienna (1996).
2. BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR, “Ketentuan Keselamatan Untuk Pengangkutan Zat Radioaktif” (No: 04/ Ka-BAPETEN/ V-99), BAPETEN, Jakarta (1999).
 3. ANTO S. DKK, Pengendalian Radiasi Ruang Penyimpanan Sementara Pasca Iradiasi Batu Topaz Di RSG-GAS (Seminar Nasional Pranata Nuklir PRSG, Serpong, 2008), PRSG-BATAN, Serpong (2008).
 4. SUTRISNO, DKK, Evaluasi Pemanfaatan Fasilitas Iradiasi RSG-GAS Pada Tahun 2006 (Seminar Nasional III SDM Teknologi Nuklir, Yogyakarta, 21-22 November 2007), STTN-BATAN, Yogyakarta (2007).
 5. ASBAUGH, CHARLES E., “Gemstone Irradiation and Radioactivity”, Gemological Institute of America (1989).
 6. HERMAN, DANNY Z., Pendayagunaan Mineral Untuk Menjadi Permata (Makalah Ilmiah, Buletin Sumber Daya Geologi Volume 3 Nomor 3, 2008), Museum Geologi, Badan Geologi, Bandung (2008).

TANYA JAWAB :

1. Penanya : C. Tuti Budiantari (PTKMR-BATAN)

Pertanyaan :

1. Berapa lama waktu iradiasi yang diperlukan untuk menghasilkan warna topaz yang paling baik?
2. Apa dasar menyatakan warna topaz terbaik, apakah ada metode untuk menentukan struktur terbaik tersebut?

Jawaban : Anthony Simanjuntak

1. Tergantung pemasok, PRSG melakukan iradiasi atas permintaan pemasok. Yang paling baik kualitas topaz yang menentukan adalah ahli permata dari pemasok.
2. Definisinya bahwa batu topaz makin lama semakin lama di alam akan semakin baik, oleh karena itu dengan reaksi neutron dengan batu topaz akan mengubah struktur topaz yang equivalent dengan batu topaz yang lama di alam.

2. Penanya : Nunung Nuraini (PTKMR-BATAN)

Pertanyaan :

1. Sudah berapa banyak klien yang menggunakan jasa PRSG untuk melakukan iradiasi batu topaz?
2. Berapa lama $T\frac{1}{2}$ dari topaz yang sudah diiradiasi?

Jawaban : Anthony Simanjuntak

1. Tidak begitu pasti, namun jumlah batu topaz yang diiradiasi sudah mencapai berat lebih dari satu ton.
2. Bergantung factor pengotor dari batu topaz, biasanya $T\frac{1}{2}$ dalam waktu bulanan, namun ada juga ditemukan batu topaz yang mempunyai pengotor dengan $T\frac{1}{2}$ panjang.

3. Penanya : Amir Djuhara (PPGN-BATAN)

Pertanyaan :

1. Batu topaz ini digunakan untuk perhiasan atau keperluan lainnya?
2. Kalau untuk perhiasan nilai dosis berapa bisa dipasarkan dan digunakan pelanggan atau ada kesepakatan lain untuk pemakaian sesuai standar batu alam?

Jawaban : Anthony Simanjuntak

1. Kami hanya menerima order pemasok, kegunaannya mungkin untuk perhiasan.
2. Setiap negara mempunyai peraturan khusus kecuali Indonesia belum punya. Nilai dosis yang diukur jauh lebih rendah dari batas dosis untuk masyarakat umum sesuai rekomendasi BAPETEN.

**4. Penanya : Slamet Wiyuniyati
(Pusdiklat-BATAN)**

Pertanyaan :

1. Bagaimana cara atau upaya yang dilakukan sehingga hanya neutron cepat dan lambat yang bereaksi dengan batu topaz.

Jawaban : Anthony Simanjuntak

1. Fasilitas iradiasi dibuat dan dilengkapi dengan mantel dengan memasang cadmium.

KASUS HIPERTIROID PADA PELAYANAN KEDOKTERAN NUKLIR DI RUMAH SAKIT DI JAKARTA SELATAN

Kristina Dwi Purwanti dan Wiwin Mailana

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi – BATAN

ABSTRAK

KASUS HIPERTIROID PADA PELAYANAN KEDOKTERAN NUKLIR DI RUMAH SAKIT DI JAKARTA SELATAN. Hipertiroid adalah suatu kondisi ketika kelenjar tiroid memproduksi hormon tiroid secara berlebihan karena kelenjar yang hiperaktif. Sejak Januari sampai dengan Oktober 2009 telah dilakukan pengukuran kadar hormon tiroid dengan teknik *Radio Immuno Assay (RIA)/ Immuno Radio Metric Assay (IRMA)* untuk mengetahui kasus hipertiroid yang diketahui menempati urutan kedua penyakit hormon terbesar di Indonesia, dan lebih banyak dijumpai pada wanita dibanding pria (5 : 1). Pada 1111 pasien dengan keluhan kelainan tiroid diperoleh 491 pasien baru dengan 20 (4,07 %) pasien pria dan 57 (11,61%) wanita mempunyai kadar hormon tiroid yang meningkat dan klinis yang mendukung hipertiroid. Diperoleh perbandingan pasien baru laki-laki dan wanita terduga hipertiroid pada pelayanan kedokteran nuklir Rumah Sakit di Jakarta Selatan adalah 1 : 3, hal ini sesuai pernyataan bahwa hipertiroid lebih sering dijumpai pada wanita daripada laki-laki.

Kata kunci : hipertiroid, RIA/IRMA

ABSTRACT

HYPERTHYROID CASES IN NUCLEAR MEDICINE SERVICE IN THE HOSPITAL IN THE SOUTH JAKARTA. Hyperthyroid is a condition when thyroid glands produce excessive thyroid hormone due to hyperactivity of the glands. Since January until October 2009 measurement of thyroid hormone level using Radio Immuno Assay (RIA) / Immuno Radio Metric Assay (IRMA) techniques has been done to detect hyperthyroid case which is known as the second largest of hormone diseases in Indonesia and more common found in women than men (5:1). From 1,111 patients with thyroid abnormal symptom it were obtained 491 new patients with 20 men patients (4.07 %) and 57 women patients (11.61 %) having increased thyroid hormone level and clinically supported hyperthyroidism. The ratio of new patients between men and women who were suspected hyperthyroid obtained in Nuclear Medicine Service in the hospital in the South Jakarta was 1:3, and this is the same as a statement that hyperthyroid is more common found in women than men.

Key words: Hyperthyroid, RIA/IRMA

I. PENDAHULUAN

Hipertiroid merupakan penyakit hormon yang menempati urutan kedua terbesar di Indonesia setelah Diabetes Melitus serupa dengan kasus di dunia. Di

Rumah Sakit Dr. Soetomo Surabaya, Jawa Timur pasien Diabetes Melitus mencapai 35.000 orang sedang pasien hipertiroid mencapai 1000 orang¹. Prevalensi hipertiroid belum diketahui namun diduga

lebih sering di jumpai pada wanita dibandingkan pria (5 :1)².

Hipertiroid adalah suatu kondisi ketika kelenjar tiroid memproduksi hormon tiroid secara berlebihan karena kelenjar yang hiperaktif. Gejala yang harus diwaspadai adalah keresahan dan sering gugup, jari yang seringkali gemetar, jantung berdebar, banyak keringat, lemas dan konsentrasi berkurang, insomnia, siklus menstruasi yang tidak teratur, emosi yang labil, dan berat badan menurun^{3,4,5}. Pada umumnya untuk mendiagnosis adanya hipertiroid dan menentukan penyebabnya diperlukan anamnesis dan pemeriksaan jasmani yang menyeluruh, selain itu dibantu dengan pemeriksaan penunjang seperti pemeriksaan laboratorium, pengukuran kadar hormon tiroid TSHs, FT4, Total T4 dan Total T3⁴.

Kelenjar tiroid merupakan satu-satunya organ endokrin yang membuat hormon tiroid dan mempunyai peran yang sangat penting dalam berbagai proses metabolisme, aktivitas fisiologik dan fungsi hampir semua sistem organ tubuh manusia. Hormon tiroid harus selalu ada secara konstan agar dapat mempertahankan fungsi-fungsi organ tersebut. Untuk mempertahankan ketersediaan hormon cadangan simpanan hormon tiroid yang cukup besar tersedia didalam sirkulasi dan

dalam kelenjar tiroid. Sintesis dan sekresi hormon tiroid senantiasa dipertahankan dalam jumlah minimal tertentu melalui mekanisme regulasi yang sangat sensitif terhadap kadar yodium dalam sirkulasi⁶.

Kelenjar tiroid atau gondok adalah kelenjar kecil berbentuk kupu-kupu yang terletak di bagian bawah leher dan terdiri atas dua sayap yaitu lobus kanan dan kiri serta penghubung ditengah yang disebut isthmus. Kelenjar tiroid memproduksi hormon tiroid berupa Tiroksin (T4) yang memiliki efek yang ringan terhadap kecepatan metabolisme tubuh dan dalam hati dan organ lainnya diubah dalam bentuk aktif yaitu tri-iodotironin (T3). Perubahan ini menghasilkan sekitar 80% bentuk hormon aktif, sedangkan kelenjar tiroid menghasilkan 20 % sisanya. Perubahan T4 menjadi T3 dipengaruhi oleh berbagai faktor, diantaranya kebutuhan tubuh dari waktu ke waktu. Sebagian T4 dan T3 terikat pada protein tertentu dalam darah dan hanya aktif jika tidak terikat pada protein ini. Dengan cara ini tubuh mempertahankan jumlah hormon tiroid yang sesuai dengan kebutuhan agar metabolisme tubuh tetap stabil⁷.

Iodium merupakan unsur pokok dalam pembentukan hormon tiroid sehingga harus selalu tersedia dalam jumlah yang cukup dan berkesinambungan. Sumber

iodium antara lain dari berbagai jenis makanan yang berasal dari laut, susu, daging, telur, air minum dan makanan beryodium. Selain itu iodium dapat berasal dari berbagai obat-obatan, agen-agen diagnostik seperti zat kontras untuk pemeriksaan radiologi, suplemen makanan dan zat aditif dalam makanan. Iodium yang masuk melalui asupan makanan cepat diserap oleh lambung dan usus halus bagian atas dan didistribusikan di cairan ekstra seluler, kelenjar air liur, cairan lambung, susu ibu, hingga setengahnya ditangkap kelenjar tiroid untuk sintesis hormon tiroid. Iodium ini mengalami oksidasi membentuk iodotirosine dan tyroglobulin serta bergabung menjadi T_4 dan T_3 . Selanjutnya iodium ini akan disekresikan dalam sirkulasi bebas bila diperlukan. Dalam sirkulasinya T_4 akan mengalami deiodinasi menjadi T_3 . Iodida hasil deiodinasi T_4 dalam sirkulasi bebas akan digunakan kembali dalam sintesis hormon tiroid dan sebagian lainnya diekskresikan melalui ginjal. Siklus kedua dalam metabolisme iodium terjadi dalam kelenjar tiroid dengan terjadinya deiodinasi MIT dan DIT yang menghasilkan iodida dan akan digunakan kembali dalam sintesa hormon tiroid tanpa meninggalkan kelenjar tiroid. Untuk kecukupan tubuh WHO menganjurkan masukan 150 μg / hari iodium pada orang

dewasa dan 200 μg / hari pada wanita hamil dan menyusui.⁶

Tubuh memiliki mekanisme (umpan balik) yang rumit untuk menyesuaikan kadar hormon tiroid. Hipotalamus (kelenjar hipofise di otak) menghasilkan *Thyrotropin Releasing Hormone* (TRH) yang menyebabkan kelenjar Pituitary mengeluarkan *Thyroid Stimulating Hormone* (TSH) yang merangsang kelenjar tiroid untuk menghasilkan hormon tiroid. Jika jumlah hormon tiroid dalam darah mencapai kadar tertentu maka kelenjar Pituitary menghasilkan TSH dalam jumlah yang lebih sedikit. Sedangkan jika kadar hormon tiroid dalam darah berkurang maka kelenjar Pituitary akan mengeluarkan lebih banyak TSH⁸.

Cara untuk mengevaluasi fungsi tiroid pada keadaan hipertiroid adalah dengan mengukur kadar total T_3 , total T_4 , TSH dan FT4 saat terjadi peningkatan kadar hormon tiroid total T_3 , total T_4 , FT4 dan penurunan kadar TSH. Hormon tiroid juga meningkat pada keadaan penyakit yang parah, peradangan kelenjar tiroid, benjolan pada kelenjar tiroid, berlebihan dalam menggunakan obat yang mengandung iodium, sekresi hormon tiroid yang berlebihan setelah hamil, atau karena adanya kanker/ tumor.

Pada makalah ini akan diuraikan hasil pemeriksaan kadar hormon tiroid Total T3, Total T4, TSHs dan FT4 selama bulan Januari sampai Oktober 2009 terhadap 1111 pasien yang terdiri dari 491 pasien baru dan 620 pasien lama yang mendapat rujukan dari dokter rumah sakit di Jakarta Selatan.

II. TEORI

Hormon tiroid Triiodotirone (T3) dapat digunakan sebagai komponen penapisankelainan tiroid. Secara klinis konsentrasi T3 memiliki nilai diagnosis untuk kelainan hipertiroid atau pemantauan perbaikan kondisi tiroid. Pada kelainan T3-tirotoksikosis kadar meningkat tetapi kadar T4 dan FT4 normal. Dengan demikian kadar T3 menjadi faktor dominan untuk menilai status tiroid. Kadar T3 dipengaruhi oleh kondisi yang berhubungan dengan konsentrasi *Thyroid Binding Globulin (TBG)*. Oleh sebab itu T3 sedikit meningkat pada kehamilan dan pasien terapi estrogen. T3 menurun pada keadaan sakit berat, malnutrisi, gagal ginjal dan terapi dengan obat anti tiroid. Pada penyakit kronik seringkali ditemukan komponen hormon tiroid meningkat atau menurun secara independen, misalnya seringkali ditemukan kadar T3 sedikit menurun, TSH normal atau sedikit meningkat

Peningkatan T4 didapatkan pada pasien hipertiroid dan menurun pada pasien hipotiroid. T4 total yang norma disertai T3 total yang tinggi ditemukan pada pasien T3-Tirotoksikosis. Kadar T4 berkaitan secara patologi dan fisiologi dengan kadar kapasitas TBG. T4 total meningkat bila TBG meningkat, misalnya pada kehamilan, terapi hormon estrogen, infeksi, hepatitis kronik aktif. Sebaliknya T4 menurun pada sindroma nefrotik, terapi androgen dan sakit berat.

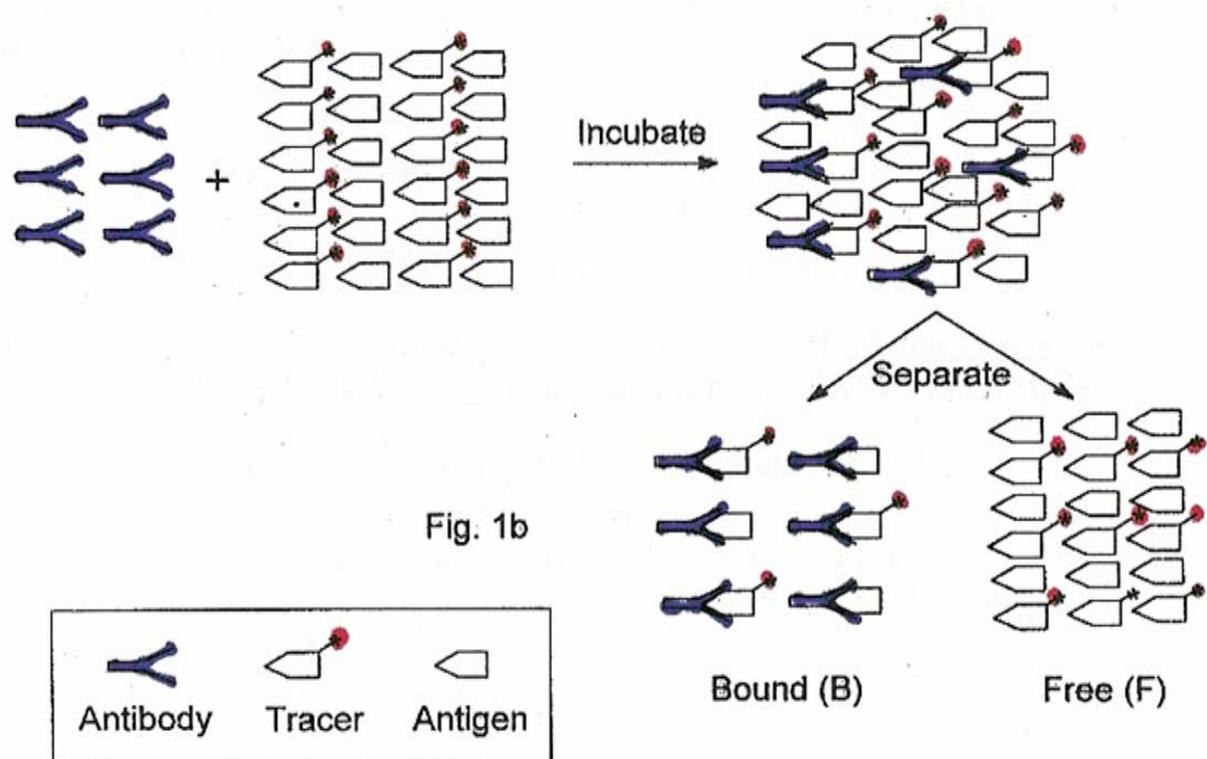
Free T4 (FT4) adalah fraksi yang tidak terikat pada TBG. konsentrasi FT4 dapat diukur secara langsung dan tidak langsung sebagai FTI (*Free Thyroxine Index*). FTI diukur dengan membagi T4 total dengan T3 *Uptake*. Pengukuran langsung FT4 lebih lazim digunakan untuk melihat kadar FT4. Pengukuran FT4 terbaik adalah dengan menggunakan metode equilibrium dialisis. Pada metode ini seluruh T4 akan dilewatkan pada membran dan hanya T4 yang tidak terikat pada TBG yang akan melewati membran. Jumlah T4 yang melewati membran akan diukur konsentrasinya sebagai FT4. Secara keseluruhan jumlah FT4 didalam sirkulasi hanya 0,02 bagian dari keseluruhan T4, tetapi kadar FT4 ini mencerminkan hormon yang aktif secara biologis karena tiap satu kompleks FT4 akan langsung diabsorpsi

oleh satu sel. Respon produksi hormon tiroid oleh mekanisme stimulasi umpan balik secara kuat berhubungan dengan FT4 dibandingkan dengan fraksi hormon tiroid lainnya. Oleh karena itu FT4 dipakai sebagai parameter yang penting untuk menilai aktivitas kelenjar tiroid.

Thyroid Stimulating Hormone (TSH) yang dihasilkan kelenjar hipofisis secara fisiologis akan meningkat atau menurun untuk mempertahankan kadar hormon tiroid berdasarkan mekanisme umpan balik disirkulasi perifer. Generasi pertama TSH diukur dengan metode *Radio Immuno Assay* (RIA) dengan batas sensitivitas 1-2 mIU/L. Metode ini sangat

mudah dan sensitif untuk mendeteksi peningkatan TSH pada hipotiroid tetapi tidak dapat mendeteksi TSH tersupresi pada hipertiroid. Generasi kedua menggunakan metoda *Immuno Radio Metric Assay* dengan 20 % CV pada 0,1 mIU/L. Pada kelainan hipotiroid primer (kelainan ada di tiroid), T3 dan T4 rendah sedangkan TSH meningkat secara bermakna. Sedangkan pada hipertiroid primer kadar hormon-hormon tiroid perifer meningkat dan TSH seringkali tidak terdeteksi ($< 0,01$ mIU/l) ⁹.

Radio Immuno Assay (RIA) adalah reaksi imunologi antara antigen dengan antibodi spesifik membentuk kompleks antibodi.

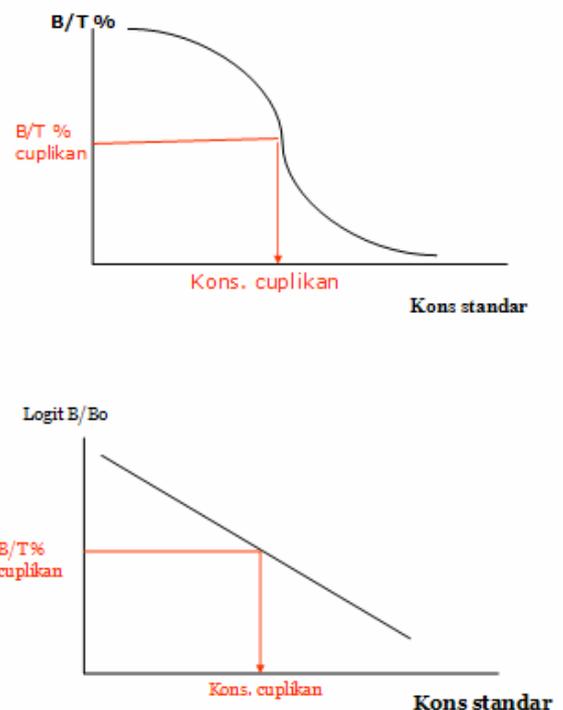


Gambar 1. Gambar Prinsip Dasar RIA ¹⁰

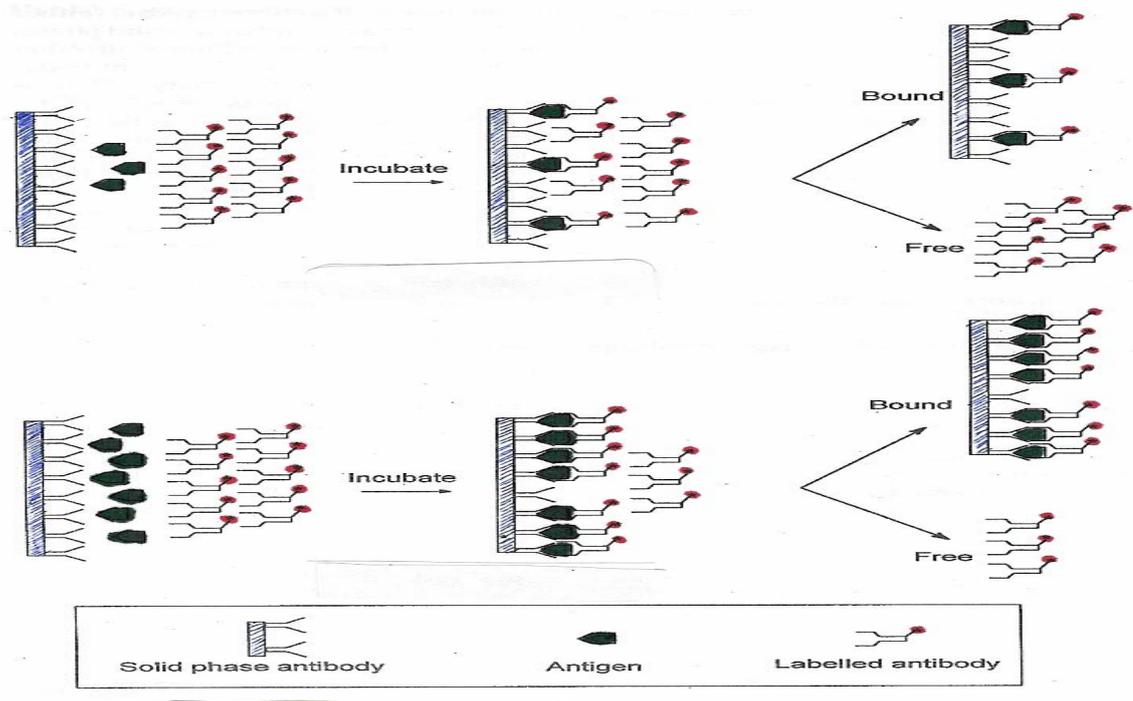
Antigen (baik yang bertanda radioaktif = Ag^* maupun yang tidak bertanda = Ag) diinkubasikan dengan antibodi spesifik = Ab dalam jumlah yang terbatas maka akan terjadi kompetisi dari keduanya untuk berikatan dengan antibodi tersebut membentuk kompleks Ag^*-Ab dan $Ag-Ab$. Karena jumlah Ab terbatas maka 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 *Gamma Counter*. Bila cacahan tinggi, jumlah Ag^*-Ab tinggi/ banyak berarti bahwa jumlah Ag yang terdapat dalam sampel sedikit/ rendah dan 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 standar.

Immuno Radiometric Assay (IRMA) adalah reaksi imunologi antara antigen dengan antibodi berlebih. Dengan teknik IRMA dikenal dua sisi atau

sandwich yang sekarang banyak dipakai dan digunakan dengan dua macam antibodi yaitu antibodi tidak bertanda $B1$ yang diadsorbsikan pada fasa padat misalnya permukaan dalam dinding tabung polipropilen (disebut *coated tube*) dan antibodi bertanda $B2^*$. Kedua antibodi tersebut dalam jumlah yang berlebih dan akan berikatan dengan antigen yang sama tapi pada sisi yang berbeda⁵.



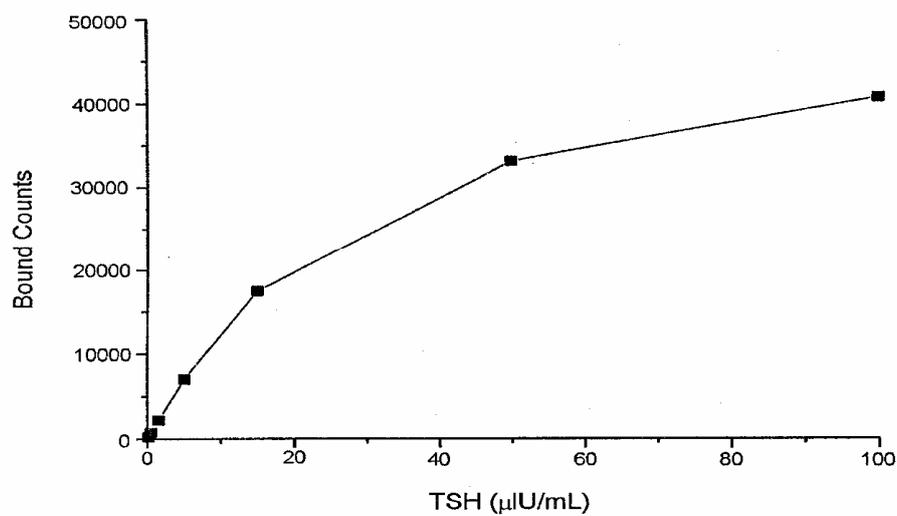
Gambar 2. Kurva Standar RIA¹⁰



Gambar 3. Prinsip Dasar IRMA ¹⁰

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.



Gambar 4. Kurva Standar IRMA ¹⁰

IV. TATA KERJA

IV.1. Bahan dan Peralatan

Bahan :

- Sampel darah dari 184 pasien pria dan 927 pasien wanita yang terdiri dari 491 pasien baru dan 620 pasien lama,
- Ab-Coated Tubes,
- Standar 1 sampai dengan 6
- Tracer I¹²⁵
- Larutan buffer
- Tabung polipropilen
- Tip kuning dan tip biru
- Kertas grafik logit-log, log-log

Peralatan :

- Rak tabung dekantir
- Mikropipet 25 µl, 50 µl, 100 µl, 200 µl dan 1000 µl.
- Vortex
- Shaker
- Gamma Counter

IV.2. TATA KERJA

IV.2.1 Teknik Pemeriksaan RIA ^[11]

Sampel darah, kit, dan kontrol dikeluarkan dari kulkas dan dibiarkan sampai temperatur sama dengan temperatur kamar. Kemudian disiapkan Ab coated tubes untuk standar 1 sampai dengan 6, sampel, kontrol, dan tabung propilen untuk total lalu ditambah sejumlah larutan standar

1 sampai dengan 6, sampel, kontrol (sesuai dengan prosedur kit) kedalam Ab coated yang telah diberi nomor. Tracer I¹²⁵ ditambahkan pada semua tabung dan dikocok dengan menggunakan vortex lalu diinkubasi di atas shaker pada temperatur ruang selama 2 jam. Selanjutnya didekantasi dengan posisi tabung terbalik menggunakan rak dekantir selama 5 menit. Ikatan yang terbentuk diukur menggunakan gamma counter selama 1 menit dan dihitung kadarnya dengan membuat kurva standar menggunakan kertas grafik logit-log

IV.2.2. Teknik Pemeriksaan IRMA ^[12]

Sampel darah, kit, dan kontrol dikeluarkan dari kulkas dan dibiarkan sampai temperatur sama dengan temperatur kamar. Kemudian disiapkan Ab coated tubes untuk standar 1 sampai dengan 8, sampel, kontrol, dan tabung propilen untuk total lalu ditambah 100 µl larutan standar 1 sampai dengan 8, 100µl sampel, 100 µl kontrol ke dalam Ab Coated tubes yang telah diberi nomor. 200 µl TSH tracer I¹²⁵ ditambahkan pada semua tabung dan dikocok dengan menggunakan vortex lalu diinkubasi di atas shaker pada temperatur ruang selama 1 jam. Selanjutnya didekantasi dengan posisi tabung terbalik

menggunakan rak dekantir selama 5 menit. Ikatan yang terbentuk diukur menggunakan gamma counter selama 1 menit dan dihitung kadarnya dengan membuat kurva standar menggunakan kertas grafik logit-log

V. HASIL DAN PEMBAHASAN

Jumlah pasien yang diperiksa samapel darahnya selama bulan Januari sampai dengan Oktober 2009 dapat dilihat pada Tabel 1 di bawah ini. Dari 491 pasien

baru diperoleh perbandingan pasien pria dan wanita adalah 1:4. Sedangkan dari 620 pasien lama diperoleh perbandingan pasien pria dan wanita adalah 1:6

Dari 1111 pasien terdapat 1938 jenis pemeriksaan yang terdiri dari total T3. Total T4, FT4 dan TSH dapat dilihat pada Tabel 2.

Tabel 1. Jumlah Pasien Baru dan Lama Berdasarkan Jenis Kelamin.

Bulan	Pasien Baru			Pasien Lama		
	Laki-laki	Wanita	Total	Laki-laki	Wanita	Total
Januari	10	41	51	9	40	49
Februari	11	38	49	7	47	54
Maret	11	40	51	9	64	73
April	7	48	55	9	52	61
Mei	12	38	50	10	58	68
Juni	14	45	59	12	55	67
Juli	9	34	43	12	59	71
Agustus	3	39	42	8	51	59
September	5	35	40	9	36	45
Oktober	10	41	51	7	66	73
Jumlah	92	399	491	92	528	620

Tabel 2. Jumlah Pemeriksaan Hormon Tiroid

Bulan	T3		T4		TSH		FT4	
	Total	Meningkat	Total	Meningkat	Total	Menurun	Total	Meningkat
Januari	30	5	38	7	61	13	94	26
Februari	29	6	27	7	54	16	72	21
Maret	30	5	28	8	55	15	95	22
April	26	5	25	4	58	16	91	13
Mei	26	6	23	5	54	18	95	12
Juni	34	1	31	3	66	16	92	15
Juli	25	2	21	1	62	17	93	10
Agustus	73	2	22	3	53	14	78	9
September	22	-	22	1	49	11	57	9
Oktober	20	3	15	2	56	16	83	14
Jumlah	268	35	252	41	568	152	850	151

Jumlah pasien yang melakukan pemeriksaan Total T3 sebanyak 268 pasien terdapat 35 (12,06%) pasien dengan kadar Total T3 meningkat (Normal T3 = 1 - 3,3 nmol/l). Untuk pemeriksaan Total T4 sebanyak 252 pasien terdapat 41(16,26%) pasien dengan kadar Total T4 meningkat (Normal T4 = 4,27–13,2 µg/dl). Sedangkan untuk pemeriksaan TSH sebanyak 568 pasien terdapat 152 (26,76%) pasien dengan kadar TSH menurun (Normal TSH = 0,27–3,75 µIU/ml). Pada pemeriksaan

FT4 sebanyak 850 pasien terdapat 151 (17,76%) pasien dengan kadar FT4 meningkat (Normal 0,77 – 1,7 ng/dl).

Jumlah pasien baru dengan gejala klinis hipertiroid dan hasil pengukuran kadar yang relevan dan pasien lama dengan gejala kekambuhan hipertiroid dapat dilihat pada Tabel 3 di bawah ini.

Tabel 3. Jumlah Pasien Terduga Hipertiroid

Bulan	Pasien Baru Terduga Hipertiroid		Pasien Lama Hipertiroid	
	Laki-laki	Wanita	Laki-laki	Wanita
Januari	1	11	1	12
Februari	3	8	2	13
Maret	3	6	1	15
April	3	8	0	8
Mei	5	4	2	6
Juni	2	2	0	12
Juli	1	3	1	4
Agustus	1	5	0	9
September	0	3	2	5
Oktober	1	7	1	6
Jumlah	20	57	10	90

Pada pengukuran terhadap sampel darah 491 pasien baru diperoleh 77 (15,68%) pasien memiliki kadar hormon tiroid (total T3, total T4, FT4) yang meningkat dan TSH menurun serta klinis mendukung hipertiroid. Dari 77 pasien itu terdiri dari 20 (25,97%) pasien laki laki dan 57 (74,03%) pasien wanita. Hal ini berarti perbandingan pasien terduga hipertiroid laki-laki dan wanita adalah 1:3. Pada pasien lama pengobatan hipertiroid dari 620 pasien diperoleh 100 (16,13%) pasien dengan kadar hormon tiroid yang meningkat (kekambuhan) dengan 10 (10%) pasien adalah laki-laki dan 90(90%) adalah wanita. Hal ini berarti perbandingan pasien laki-laki dan wanita dengan kekambuhan hipertiroid 1:9.

VI. KESIMPULAN

Hasil pengukuran kadar hormon tiroid pelayanan kedokteran nuklir di Rumah Sakit di Jakarta Selatan diperoleh perbandingan pasien baru laki-laki dan wanita terduga kelainan tiroid adalah 1 : 4. Perbandingan pasien lama antara laki-laki dan wanita yang dalam pengobatan tiroid adalah 1 : 6. Sedangkan pada pasien baru dengan kadar hormon tiroid yang meningkat dan klinis mendukung diagnosa hipertiroid diperoleh perbandingan pasien laki-laki dan wanita, 1 : 3. Pada pasien lama pengobatan tiroid (kekambuhan hipertiroid), perbandingan pasien laki-laki dan pasien wanita, 1: 9.

Dengan demikian pernyataan bahwa hipertiroid lebih sering dijumpai pada wanita daripada laki-laki adalah benar.

DAFTAR PUSTAKA

1. www.gatra.com/./versi_cetak.php,
2. MOELIANTO, R. DJOKO, *Kelenjar Tiroid : Embriologi, Anatomi dan Faalnya*.
3. Infodunia: Waspadailah Gejala Hipertiroid pada wanita. infodunia-4u.blogspot.com/2009/08/
4. MOELIANTO, R. DJOKO, *Kelenjar Tiroid, Hipotiroidisme dan Hipertiroidisme*, Buku Ajar Ilmu Penyakit Dalam Jilid III Edisi IV, Ed. Aru W Sudoyo, 2006, Jakarta: Pusat Penerbitan Departemen Ilmu Penyakit Dalam FKUI, Hal.1961-1963
5. NORRIS, TERRESA, *Hyperthyroidisme*, The Gale Encyclopedia of Children's Health: Infancy Through Adolescence, Ed. Kristine Krapp and Jeffrey Wilson. Vol. 2. Detroit: Gale, 2006. p950-952.
6. IDA AYU KHSANTI, *Penatalaksanaan Penyakit-penyakit Tiroid Bagi Dokter*, Anatomi dan Fisiologi Tiroid
7. www.totalkehatananda.com/hipertiroid
8. www.indonesiaindonesia.com/f/11231-.../ Gaya hidup dan Kesehatan> kelenjar tiroid/ Nurcahyo15.02.2007
9. DANTE SAKSONO H, *Penatalaksanaan Penyakit-penyakit tiroid Bagi Dokter*, Berbagai Pemeriksaan Penunjang Pada Kelainan Tiroid.
10. DARWATI, SITI, *Pengantar Radioimmunoassay/Radioimmunometri cassay*, disajikan pada Workshop Preparasi dan Kendali Mutu Radiofarmaka dan Kit RIA/IRMA, 2009, Jakarta.
11. Anonim, FT4-[¹²⁵] RIA KIT, Institut of Isotopes Co., Ltd
12. Anonim, TSH-[¹²⁵] RIA KIT, Institut of Isotopes Co., Ltd.

PEMERIKSAAN CA- 125 PADA PASIEN KANKER OVARIUM PASCATERAPI DENGAN TEKNIK IMMUNO RADIOMETRIC ASSAY (IRMA)

Tatin Rustin H, Nurul Hayati dan Kristina D.P

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi-BATAN

ABSTRAK

PEMERIKSAAN CA-125 PADA PASIEN KANKER OVARIUM PASCATERAPI DENGAN TEKNIK IMMUNO RADIOMETRIC ASSAY (IRMA). Kanker ovarium merupakan penyebab terbanyak kematian wanita akibat kanker di bidang kebidanan. Di Amerika Serikat pada tahun 2006 diperkirakan terdapat 20.810 kasus baru dan kematian 15.310 orang setiap tahun. Insidensi dan mortalitas kanker ovarium di negara berkembang semakin meningkat saat ini. Oleh karena itu diperlukan pemeriksaan untuk deteksi dini yang akurat kanker ovarium dan evaluasi pasien kanker ovarium pascaterapi. Salah satu modalitas pemeriksaan yang dapat dipilih adalah pemeriksaan petanda tumor dalam darah. CA-125 adalah glikoprotein dengan berat molekul tinggi (> 200 kDa) 24 % berupa karbohidrat yang bersifat antigenik sehingga dapat dikenali oleh antibodi monoklonal. Salah satu metode untuk mengetahui kadar CA-125 dalam darah adalah Immunoradiometric Assay (IRMA). Pemeriksaan dengan metode IRMA merupakan salah satu teknik immunoassay menggunakan radioisotop perunut dan reaksi imunologi yang bersifat nonkompetitif serta menggunakan pereaksi dalam jumlah berlebih sehingga lebih mudah dideteksi. Telah dilakukan pemeriksaan CA-125 dalam sampel darah 16 orang pasien kanker ovarium pascakemoterapi dengan metode IRMA. Penelitian dilaksanakan bekerjasama dengan Poli Obstetri dan Ginekologi Fatmawati. Diketahui 13 orang pasien kanker ovarium pascakemoterapi (81,3%) menunjukkan kadar CA-125 normal (< 35 IU/ml) serta 3 orang (18,7%) menunjukkan kadar CA-125 di atas nilai normal (>35 IU/ml). Dari penelitian ini disimpulkan bahwa pemeriksaan CA-125 dengan metode IRMA dapat digunakan sebagai cara untuk mengevaluasi pasien kanker ovarium pascaterapi

Kata kunci: kanker ovarium, Immunoradiometric Assay (IRMA), CA-125, pascaterapi

ABSTRACT

CA-125 EXAMINATION IN POSTTHERAPY OVARIAN CANCER PATIENTS USING IMMUNO RADIOMETRIC ASSAY (IRMA). Ovarian carcinoma is the leading cause of death of woman from gynecologic malignancies. In the United States, approximately 20,810 new cases and 15,310 deaths per year were anticipated in 2006. Ovarian Cancer incidence and mortality increase in developing country nowadays. So that accurate examinations to detect ovarian cancer earlier precisely and evaluation of post therapy ovarian cancer patient are needed. One of examination modalities being chosen is examination of tumour marker in blood. Carbohydrate Antigen-125 (CA- 125) is an antigenic determinant (24% as carbohydrate) on a high molecular weight glycoprotein (> 200 kDa) recognized by monoclonal antibody. One of the methods to measure CA-125 in blood serum is Immuno Radiometric Assay (IRMA). This examination using IRMA method is one of immunoassay techniques using tracer radioisotope and non competitive immunology reaction and more reagents so that it can be easy to detect. Examination of CA-125 using IRMA methods in 16 blood samples of postchemotherapy ovarian cancer patients has been conducted. This research was conducted in cooperation with the Obstetry and gynecologic Unit belonged to the Fatmawati hospital. It was obtained that 13 postchemotherapy ovarian cancer patients (81.3%) had CA-125 in normal range (<35 U/ml) and 3 postchemotherapy ovarian cancer patients (18.7%) had CA-125 higher than normal range (>35 U/ml). It can be concluded that CA-125 examination using IRMA method can be used to evaluate ovarian cancer patients post therapy.

Keywords: Ovarian cancer, Immunoradiometric Assay (IRMA), CA-125, chemotherapy, posttherapy

I. PENDAHULUAN

Kanker ovarium merupakan penyebab terbanyak kematian wanita akibat kanker di bidang kebidanan.¹ Literatur menyebutkan di Amerika Serikat pada tahun 2006 diperkirakan terdapat 20810 kasus baru dan kematian 15310 orang setiap tahun.² Menurut Federation of Gynecology and Obstetrics (FIGO) angka kematian stadium I,II,III dan IV mencapai 11,1%, 25,1%, 58,5 % dan 82, 1%.³ Saat ini insidensi kanker ovarium di negara berkembang semakin meningkat^{4,5}. Di Indonesia kanker ovarium menempati peringkat ke 6 terbanyak setelah kanker leher rahim. Angka kejadian pasti kanker ovarium di Indonesia belum diketahui. Di Rumah Sakit Kanker Dharmas didapatkan sekitar 30 pasien setiap tahun.⁶ Jumlah pasien kanker ovarium meningkat dengan tajam pada usia 45-54 tahun dan semakin bertambah sepanjang sisa umurnya, paralel dengan kadar hormon gonadotropin.^{5,6}

Angka kematian yang tinggi disebabkan stadium awal kanker ovarium biasanya tanpa keluhan (asimtomatik). Sekitar 60% - 70% pasien memeriksakan diri pada stadium lanjut.^{6,7,8} Hal ini menyebabkan pasien terlambat didiagnosis dan diterapi, sehingga mempengaruhi keberhasilan terapi, kelangsungan hidup pasien serta menjadi penyebab tingginya

angka kematian dan rekurensi.⁽⁸⁻¹¹⁾ Oleh karena itu harus dilakukan pemeriksaan untuk deteksi dini kanker ovarium dan evaluasi yang akurat pada pasien kanker ovarium pascaterapi.^{6,7}

Kanker ovarium adalah tumor ganas yang berasal dari jaringan ovarium yang bertransformasi ke arah keganasan. Studi epidemiologik menyebutkan usia rata-rata pasien kanker ovarium sekitar 60 tahun dan rasio terkena kanker ovarium pada wanita 1:70. Etiologi kanker ovarium belum diketahui dengan pasti, namun terdapat faktor risiko yang meningkatkan kecenderungan seseorang menderita kanker ini seperti riwayat keluarga terkena kanker ovarium, nullipara, predisposisi genetik, wanita yang pertama kali melahirkan pada usia > 35 tahun, wanita infertil, wanita dengan kanker payudara atau kanker kolon. Sedangkan riwayat kehamilan pertama terjadi pada usia dibawah 25 tahun, penggunaan pil kontrasepsi, kehamilan dan menyusui menurunkan risiko kanker ovarium sebanyak 30 – 60%. Selain itu wanita yang telah menjalani ligasi tuba ovarium juga memiliki risiko kanker ovarium yang lebih rendah.^{6,11}

Kanker Ovarium sebagian besar berbentuk tumor kistik (kista ovarium) dan sebagian kecil berbentuk tumor padat.⁶ Gejala umum kanker ovarium tidak spesifik

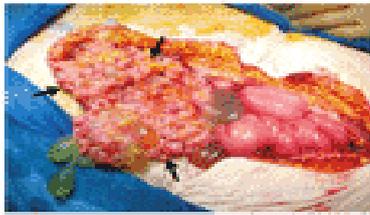
dan bervariasi. Pada stadium awal gejala tidak khas berupa haid tidak teratur pada usia perimenopause, keluhan perut terasa penuh, dispepsi, rasa cepat kenyang atau kembung, gangguan buang air besar dan miksi jika tumor menekan rektum atau kandung kemih, serta nyeri spontan atau nyeri saat senggama akibat peregangan dan penekanan daerah panggul. Pada stadium lanjut gejala yang timbul berhubungan dengan ascites (penimbunan cairan dalam rongga perut), penyebaran ke omentum dan organ-organ di rongga perut lainnya seperti usus dan hati. Penumpukan cairan juga dapat terjadi di rongga dada akibat penyebaran penyakit ke rongga dada sehingga pasien sesak nafas.^{6,7,11}

Diagnosis kanker ovarium ditegakkan berdasarkan pemeriksaan fisik dan pemeriksaan penunjang. Pada pemeriksaan fisik dapat ditemukan benjolan massa ovarium.^{6,7,11} Sebagian besar kanker ovarium berawal dari kista ovarium, sehingga bila ditemukan kista ovarium harus dilakukan pemeriksaan lebih lanjut untuk menentukan sifat kista tersebut (jinak atau ganas berupa kanker ovarium). Kanker ovarium harus diwaspadai pada kista yang memiliki sifat-sifat seperti di bawah ini :

1. Kista yang membesar dengan cepat.

2. Kista pada usia remaja atau pascamenopause.
3. Kista dengan dinding tebal dan tidak berurutan.
4. Kista dengan bagian padat.
5. Tumor pada ovarium.

Bila ditemukan kista seperti di atas, harus dilakukan pemeriksaan lebih lanjut untuk membantu menegakkan diagnosis kanker ovarium setelah pemeriksaan fisik yang teliti. Terdapat berbagai modalitas pemeriksaan yang dapat dipilih untuk menunjang diagnosis kanker ovarium antara lain pemeriksaan laboratorium tumor marker seperti Ca-125, Ca 72-4, beta-HCG dan alfa fetoprotein, pemeriksaan radiologis seperti USG Doppler untuk menentukan arus darah, USG transvaginal, CT-Scan atau MRI. Semua pemeriksaan tersebut belum bisa menentukan diagnosis pasti kanker ovarium, tetapi dapat digunakan sebagai pegangan tindakan operasi (staging laparotomi). Diagnosis pasti kanker ovarium ditegakkan setelah pemeriksaan patologi anatomi (pemeriksaan potong beku) yang definitif. Akurasi pemeriksaan potong beku berkisar 90-95%.^{6,7,11}



Gambar 1. Kanker ovarium stadium III

Berdasarkan Standar Pelayanan Medik Perkumpulan dan Obstetri dan Ginekologi (POGI) bahwa penanganan utama kanker ovarium adalah operasi (*surgical staging* untuk stadium I dan II, *radical debulking*), kemoterapi standar dan neoadjuvan. Jenis terapi yang diberikan kepada pasien ditentukan berdasarkan stadium penyakit.^{6,7,11}

Prosedur operasi pada pasien tersangka kanker ovarium sangat berbeda dengan kista ovarium. Tindakan ini dilakukan untuk konfirmasi histologi, penentuan stadium (*staging*) dan pengangkatan massa tumor (*debulking*). Hal terpenting pada operasi tersangka kanker ovarium adalah diusahakan untuk mengeluarkan kista secara utuh, kemudian dilakukan pemeriksaan ke laboratorium Patologi Anatomi. Bila pemeriksaan potong beku menyatakan bukan kanker ovarium, maka operasi selesai. Namun bila hasil pemeriksaan potong beku adalah kanker ovarium, operasi dilanjutkan dengan mengangkat rahim, ovarium sisi lain, usus buntu dan omentum, kemudian dilakukan

biopsi di tempat penjalaran kanker di rongga perut dan dilakukan pengambilan kelenjar getah bening di panggul. Pada pasien yang masih menginginkan keturunan dapat dipertimbangkan tidak dilakukan pengangkatan rahim dan ovarium kontralateral.^{6,11}

Di Indonesia kemoterapi standar yang digunakan berbasis taxane.⁷ Sedangkan di Amerika Serikat, kemoterapi standar inisial untuk kanker ovarium adalah kombinasi analog platinum dan paclitaxel.¹² Kemoterapi umumnya diberikan sebanyak 6 seri dengan interval 3 – 4 minggu sekali dengan melakukan pemantauan efek samping kemoterapi secara berkala terhadap sumsum tulang, fungsi hati, fungsi ginjal, sistem saluran cerna, sistem saraf dan sistem kardiovaskuler. Kanker ovarium stadium dini (stadium 1-A dan I-B dengan derajat diferensiasi sel yang baik/ sedang) umumnya tidak memerlukan lebih dari satu jenis kemoterapi. Bila kemoterapi lini pertama tidak memberikan respon, diganti kemoterapi lini kedua dengan biaya yang lebih tinggi. Pasien kanker ovarium stadium lanjut umumnya mendapatkan pengobatan berupa operasi kemudian dilanjutkan dengan kemoterapi neoadjuvan. Tindakan tersebut terbukti meningkatkan kelangsungan hidup pasien kanker ovarium

dan sangat efektif pada pasien kanker ovarium rekuren.^{6,7,11} Kemoterapi neoadjuvant ini bertujuan untuk mengeradikasi residu kanker.^{11,12} Walaupun penatalaksanaan kanker ovarium telah dilakukan dengan prosedur yang benar, keberhasilannya masih kurang memuaskan sekalipun pengobatan dilakukan di pusat kanker terkemuka di dunia. Angka kelangsungan hidup 5 tahun (" 5 years survival rate ") pasien kanker ovarium tergantung stadium penyakit. Pada stadium lanjut berkisar antara kira-kira 20-30%.⁶

Pemeriksaan standar baku (*gold standar*) evaluasi kanker ovarium pascaterapi adalah "second look-laparotomi". Tetapi pada pasien kanker ovarium dengan tumor mikroskopik atau sisa tumor minimal tindakan tersebut kurang memberikan informasi yang memadai. Pada keadaan tersebut harus dilakukan pemeriksaan lain untuk evaluasi pascaterapi, antara lain dengan pemeriksaan kadar CA-125 dalam darah.⁸

CA-125 merupakan petanda tumor yang disekresikan ke sirkulasi darah berupa glikoprotein dengan berat molekul tinggi (> 200 kDA) 24 % berupa karbohidrat yang bersifat antigenik sehingga dapat dikenali oleh antibodi monoklonal. CA125 merupakan salah satu petanda tumor yang dapat digunakan sebagai penunjang

diagnosis kanker ovarium, penilaian pascaterapi terutama pasien pascakemoterapi yang memiliki risiko rekurensi tinggi. Pada keadaan normal CA-125 dapat ditemukan pada cairan amnion dan epitel coelomic selama perkembangan fetus. Selain itu dapat pula ditemukan pada sel epitel pleura, pericardium, peritonium, tuba falopii, endometrium dan epitel endoserviks. Sedangkan peningkatan CA-125 dapat terjadi pada kanker ovarium, fase folikular siklus menstruasi, inflamasi pelvis, kelainan di endometrium, kehamilan, sirosis hepatitis, pericarditis, kanker pancreas, kanker paru, kanker payudara dan kanker kolon.^{8,13}

Berbagai penelitian menyebutkan terdapat korelasi antara kanker ovarium dengan kadar CA-125 dalam darah. Pemeriksaan kadar CA-125 dalam darah merupakan indikator kanker ovarium yang lebih sensitif dibanding pemeriksaan klinis (*clinical assessment*). Sensivitas pemeriksaan CA-125 85.9%, spesifisitas 91.3%, positif prediktif value 94.8%, dan negatif prediktif value 77.8%.¹⁰ Pemeriksaan tersebut berguna untuk mengetahui keberadaan sisa kanker, remisi, rekurensi atau prognosis pascaterapi. Menurut Rossen nilai prognostik CA-125 terdiri dari 2 nilai, yaitu CA-125 preoperasi dan 1 bulan pascaoperasi. Pasien yang

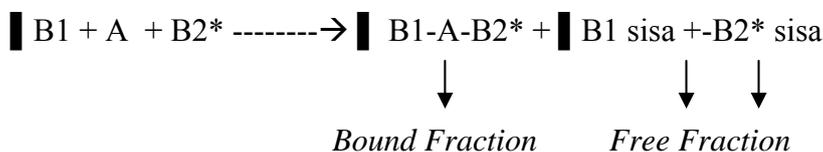
memiliki kadar CA-125 lebih rendah secara signifikan memiliki prognosis yang lebih baik dibanding pasien yang memiliki kadar CA-125 tinggi.^{1,8,9,10}

Pengukuran kadar CA-125 pasien kanker ovarium pascaterapi merupakan indikator prognostik yang cukup signifikan. Pemeriksaan sebaiknya ditunda minimal 4 minggu apabila pasien telah dioperasi sebelumnya. Peningkatan CA-125 dalam darah pasien kanker ovarium pascaterapi merupakan bukti rekurensi atau progresivitas kanker ovarium.^{8,9}

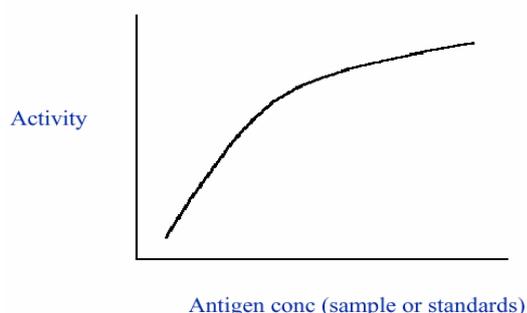
Salah satu metode yang dapat digunakan untuk mengetahui kadar CA-125 dalam darah adalah Immuno Radiometric Assay (IRMA). Pemeriksaan dengan teknik IRMA merupakan salah satu teknik immunoassay menggunakan radioisotop sebagai perunut dan reaksi imunologi yang bersifat nonkompetitif serta menggunakan pereaksi dalam jumlah berlebih sehingga

lebih mudah dideteksi. Teknik ini sangat cocok digunakan untuk menentukan kadar petanda tumor yang mempunyai matriks kompleks dan kadar yang bervariasi dalam darah orang sehat dan pasien kanker.¹³

Prinsip dasar IRMA 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 saat ini banyak digunakan. Teknik ini menggunakan sepasang antibodi dalam jumlah berlebih, yaitu antibodi tidak bertanda B1 yang diadsorpsikan pada fasa padat seperti permukaan dalam dinding tabung polipropilen (coated tube) dan antibody yang ditandai zat radioaktif B2*. Kedua antibodi tersebut akan berikatan dengan antigen yang sama tetapi pada sisi yang berbeda.



Fraksi “*Bound*” dipisahkan dengan fraksi “*Free*” dengan cara dekantasi, selanjutnya dilakukan pengukuran radioaktivitas fraksi “*Bound*”. Hubungan antara radioaktivitas fraksi “*Bound*” dengan konsentrasi A dalam larutan standar digambarkan dalam kurva standar Kadar A dalam sampel (yang ingin diketahui), dapat dibaca dari kurva (Gambar 2.).^{14,15}



Gambar 2. Kurva standar IRMA

Metode IRMA telah dikembangkan oleh BATAN, baik produksi kit-kit siap pakai, aplikasi klinis pada manusia dan praklinis pada hewan maupun pembuatan peralatan deteksi gamma yang dipancarkan oleh zat radioaktif (Pencacah Gamma/*Gamma Counter*). Penelitian ini dilakukan untuk evaluasi pasien kanker ovarium pascaterapi dengan pemeriksaan CA-125 metode IRMA sehingga dapat diketahui keberhasilan terapi tersebut ataupun rekurensi kanker ovarium.

II. METODOLOGI

a. Lokasi dan Waktu Penelitian

Penelitian dilakukan selama satu tahun (2007) dan dilakukan bekerja sama dengan Poli Kebidanan dan Kandungan Rumah Sakit Umum Pusat (RSUP) Fatmawati. Pemeriksaan Ca 15-3 dilakukan di Laboratorium In-vitro Teknik Nuklir Kedokteran PTKMR BATAN.

b. Penapisan Subjek Penelitian

Subjek penelitian adalah pasien kanker ovarium pascakemoterapi di poliklinik kebidanan dan kandungan RSUP Fatmawati yang memenuhi kriteria inklusi dan tidak memiliki kondisi yang tercakup dalam kriteria eksklusi. Subjek kemudian dirujuk ke Sub Unit Kedokteran Nuklir – Unit Radiologi, RSUP Fatmawati untuk dilakukan pengambilan sampel darah vena.

Kriteria inklusi subjek penelitian adalah pasien kanker ovarium pascakemoterapi, usia antara 20-50 tahun dan belum menopause, tidak dalam keadaan menstruasi, tidak terdapat infeksi pelvis, hati, dan pleura. Kriteria eksklusi adalah pasien kanker ovarium dengan kondisi/penyakit penyerta seperti yang tercantum dalam kriteria inklusi, menstruasi dan tidak bersedia mengikuti penelitian.

Teknik sampling yang dilakukan adalah sampling *nonrandom* (tidak secara acak) dan purposif yaitu pengumpulan sampel dari subjek yang memiliki karakteristik tertentu.

c. Pengambilan Sampel Darah

Dilakukan pengambilan sampel darah vena sebanyak 5 cc. Kemudian dilakukan pemisahan darah dengan sentrifugasi 3000 rpm 2 menit. Serum yang dihasilkan diambil menggunakan pipet pasteur *disposable*.

d. Pemeriksaan CA-125 dengan teknik IRMA

A. Kit CA-125 IRMA terdiri dari :

1. Antigen CA125 standard (A s/d F) : Larutan CA-125 dengan konsentrasi Standar A = 0 µg/mL (Non Spesifik Binding), B=13 µg/mL, C=38 µg/mL, D=95 µg/mL, E=220 µg/mL, F=440 µg/mL.
2. ¹²⁵I-CA125 antibodi monoklonal
3. Monoclonal anti-CA125 antibody yang dilapis pada dinding tabung prolipropilen bagian dalam, disebut coated tube.
4. Larutan Buffer Pencuci

B. Prosedur Pemeriksaan¹⁵

1. Dilakukan pengambilan sampel darah pasien kanker ovarium pascaterapi sebanyak 5 cc
2. Dilakukan pemisahan darah dengan melakukan sentrifuge 3000 rpm selama 2 menit, lalu dilakukan pengambilan serum dengan pipet pasteur *disposable*
3. Disiapkan tabung *coated* untuk standard A (*NSB= non-specific binding*) sampai F (*MB= maximum binding*), kontrol serum dan sampel.
4. Dengan pipet dimasukkan 50 µl cairan untuk setiap tabung standard, kontrol, dan sampel.
5. Ditambahkan 200 µl I¹²⁵ OM-MA master MAb pada setiap tabung.
6. Dilakukan pengocokan pada *rackshaker*.
7. Dimasukkan 50 µl OM-MA antiligand untuk setiap tabung kecuali tabung total (*hanya berisi I¹²⁵*).
8. Dilakukan pengocokan diatas *rackshaker* selama 1 jam.
9. Dilakukan dekantir (cairan dibuang) pada tempat pembuangan sampah radioaktif cair kemudian tambahkan 2 ml larutan pencuci pada setiap tabung ditunggu 1- 2 menit (dilakukan sebanyak 2 kali untuk setiap tabung).

10. Dibiarkan dalam posisi terlungkup selama 2-3 menit kemudian permukaan dalam tabung di usap secara halus dengan kertas tissue.
11. Dilakukan *counting* selama 1 menit pada setiap tabung menggunakan gamma counter.
12. Dilakukan pengumpulan data dan dikalkulasi untuk mengukur konsentrasi CA-125 menggunakan kertas grafik log untuk dibuat kurva standard atau kurva kalibrasi yang dilakukan duplo.

$$\text{Net count} = (\text{Rerata cpm}) - (\text{Rerata NSB cpm}) \dots (1)$$

13. Dilakukan penghitungan prosentase ikatan (*bound*).

$$\text{Bound}(\%) = \frac{\text{Net counts}}{2\text{Net MB counts}} \times 100 \dots (2)$$

14. Kemudian dibuat kurva standar pada berbagai konsentrasi menggunakan kertas grafik log-log.
15. Nilai persentasi bound dari sampel dapat diketahui dengan melakukan interpolasi dari kurva standar yang telah dibuat.

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Telah dilakukan pemeriksaan CA-125 dalam darah pasien kanker ovarium pascaterapi dengan metode IRMA pada 16 sampel darah. Hasil pemeriksaan disajikan dalam Tabel 1

Tabel 1. Hasil pemeriksaan CA-125 dalam darah pasien kanker ovarium pascaterapi dengan metode IRMA

No.	Kode Pasien	Usia	Diagnosis	CA-125 IRMA (N< 35 µg/ml)
1	Ny. Sud	64	Ca Ovarium postoperasi + pascakemo	170
2	Ny. Ta	62	Ca Ovarium pascakemo	4
3	Ny. Yu	55	Ca Ovarium pascakemo	8,8
4	Ny. Mu	45	Tumor Ovarium Borderline post operasi	3
5	Ny. Sa	51	Ca Ovarium postoperasi+pascakemoterapi	8,8
6	Ny. Fa	53	Ca Ovarium pascakemoterapi	50
7	Ny. Sua	30	Ca Ovarium pascakemoterapi	4
8	Ny. Fa	54	Ca Ovarium pascakemoterapi	12,5
9	Ny. Ta	63	Ca Ovarium pascakemoterapi	4
10	Ny. Ji	44	Ca Ovarium pascakemoterapi	200
11	Ny. Dj	53	Ca Ovarium pascakemoterapi	14
12	Ny. Ha	42	Ca Ovarium pascakemoterapi	3
13	Ny. Sua	30	Ca Ovarium pascakemoterapi	5,4
14	Ny. Ji	45	Ca Ovarium progresif pascakemoterapi	300
15	Ny. Ta	47	Ca Ovarium pascakemoterapi	2
16	Ny. Nu	71	Ca Ovarium pascakemoterapi	13

Sebanyak 14 orang pasien kanker ovarium subjek penelitian (87,5%) mendapatkan terapi tunggal berupa kemoterapi. Pada 2 orang pasien (12,5 %) telah dilakukan operasi pengangkatan massa kanker sebelum diberikan kemoterapi. Hal itu umumnya dilakukan pada pasien yang memiliki massa kanker yang cukup besar. Operasi bertujuan untuk mengurangi massa kanker yang sangat besar sehingga efektivitas kemoterapi yang akan diberikan menjadi lebih baik.^{11,12} Jenis kemoterapi yang diberikan tidak diketahui dan diberikan selama 6 siklus.

Didapatkan 13 orang pasien kanker ovarium pascakemoterapi (81,3%) memiliki kadar CA-125 normal (< 35 IU/ml). Hal ini menunjukkan keberhasilan kemoterapi yang diberikan oleh dokter. Beberapa hasil penelitian menyatakan bahwa penurunan kadar CA-125 pada pasien kanker ovarium pascakemoterapi merupakan prognosis terapi yang baik. Diduga karena kanker tersebut memiliki sensitivitas yang baik terhadap kemoterapi sehingga seluruh massa kanker dapat dieradikasi secara tuntas.⁹ Sedangkan menurut Fazal Husain penurunan CA-125 < 15 U/ml selama kemoterapi inisial 6 siklus berkorelasi dengan periode bebas kanker dan kelangsungan hidup yang lebih panjang walaupun terdapat tumor mikroskopik.¹

Tiga orang pasien kanker ovarium pascakemoterapi (18,7%) memiliki kadar CA-125 di atas nilai normal (>35 IU/ml). Rerata kadar CA-125 dalam darah pasien kanker ovarium pascaterapi $50,9 \text{ IU/ml} \pm 70$. Nilai ini berada diatas nilai normal dan penyebabnya antara lain kanker ovarium persisten, residu kanker ovarium, progresivitas kanker ovarium atau rekurensi kanker ovarium.^{1,10} Hasil pemeriksaan tersebut berguna bagi dokter untuk menentukan tindakan terapi selanjutnya, misalnya menggunakan kemoterapi lini kedua pada terapi selanjutnya. Peningkatan CA-125 lebih dari 35 U/mL setelah kemoterapi standar 6 siklus memprediksi keberadaan kanker ovarium pascakemoterapi primer. CA-125 juga merupakan prognostik terjadinya remisi sempurna kanker ovarium dan kelangsungan hidup pasien kanker ovarium stadium lanjut. Kadar CA-125 pascaoperasi > 35 U/ml pada wanita tanpa residu kanker dan > 65 U/ml pada wanita dengan residu kanker ovarium merupakan faktor prognostik independen pada 687 pasien kanker epitel ovarium invasif. Selain itu juga disebutkan bahwa pasien kanker ovarium rekuren dengan kadar CA-125 normal (< 35 U/ml) memiliki prognosis yang lebih baik.⁸ Sedangkan penelitian lain menyebutkan kadar CA-125 dalam darah 2

kali dari nilai normal (35 U/ml) merupakan indikator terjadinya rekurensi kanker ovarium.^{7,8,9}

IV. KESIMPULAN

1. Pemeriksaan CA-125 dengan metode IRMA dapat digunakan untuk mengevaluasi pasien kanker ovarium pascaterapi.
2. Dari 16 subjek penelitian, 13 orang pasien kanker ovarium pascakemoterapi (81,3%) menunjukkan kadar CA-125 normal (< 35 IU/ml) dan 3 orang (18,7%) menunjukkan kadar CA-125 di atas nilai normal (>35 IU/ml).

V. SARAN

Pemeriksaan CA-125 dengan metode IRMA sebaiknya dilakukan secara rutin pada follow up pasien kanker ovarium pascaterapi sehingga dapat diketahui keberhasilan terapi, rekurensi dan prognostic pasien. Selain itu untuk mengetahui akurasi pemeriksaan tersebut sebaiknya dilakukan penelitian dengan subjek lebih banyak.

UCAPAN TERIMA KASIH

Terima kasih penulis haturkan kepada semua pihak yang telah mendukung penulisan makalah ini antara lain dr Nurul

Hayati, Sp Rad, SpKN sebagai penanggung jawab penelitian ini dan semua personil di bidang Teknik Nuklir kedokteran PTKMR-BATAN.

DAFTAR PUSTAKA

1. HUSSAIN F. Gynecologic Tumor Markers. Agustus 2005. diambil dari www.emedicine.net. Diakses 14 Januari, 2009.
2. RASJIDI I. Deteksi dini dan penatalaksanaan Tumor Ovarium. Dipresentasikan pada Simposium Grand Chapel Universitas Pelita Harapan, Jakarta, 2008
3. FIGO Annual Report on the Result of Treatment I Gynecological, J. Epid Biostat, 1998.
4. ANONIM. Hanya 30% Penderita Kanker Ovarium Terdiagnosa pada Stadium Awal. diambil dari <http://www.waspada.com>. diakses 15 Januari 2009.
5. ANONIM. Kista Ovarium Ganaskah? diambil dari <http://www.KonsultasiKesehatan.epajak.org>. diakses 16 Januari 2009.
6. NASDALDY. Penanganan Kanker Ovarium. diambil dari <http://www.dharmais.co.id>. diakses 14 Januari 2009.
7. Perkumpulan Obstetri dan Ginekologi, Standar Pelayanan medik, 2006.
8. REYNOLDS K., Menon U., Jacobs I., Development and Identification of Tumor markers. Dalam Tumor Markers Biology
9. MARKMAN M. The Role Of CA-125 in the Management of Ovarian Cancer. *The Oncologist*. 1997; 2:6-9.

10. RUSTIN G.J.S. et all. Defining Progression of Ovarian Cancer during Follow up According to CA-125. *Annals of Oncology*.1996;7:361-364.
11. CANNISTRAS S.A. Cancer of the Ovary. *the New England Journal of Medicine*.2005;351: 2519-2529
12. AMSTRONG DEBORAH K. et all. Intraoperative Cisplatin & Paclitaxel in Ovarian Cancer. *the New England Journal of Medicine*. 2006;354:34-54
13. JACOBS I., Bast R.C. Immunodiagnosis of Ovarian Tumors. Dalam *Immunodiagnosis of Cancer*. 2nd edition. CRC Press. 2005: 323-331
14. REYNOLDS K., Menon U., Jacobs I. Development & Identification of Tumor Markers. Dalam: *Principles and Practice of Gynecologic Oncology*. 4th edition. Lippincott Williams & Wilkins. 2005: 157-160
15. REDIATNING, Wayan, Sukiyati Dj, Immunoradiometric assay (IRMA) Dalam Deteksi dan Pemantauan Kanker, *Journal Radioisotop dan Radiofarmaka*. 2000; 3(1): 55-70
16. SUSYATI, Aplikasi Teknik RIA/IRMA Pada Program Uji Saring Hipotiroidisme Kongenital. Dipresentasikan Pada Sosialisasi Program Pemanfaatan Hasil Litbang Iptek Nuklir Bidang Kesehatan, Malang, Jawa Timur, 2005.

TANYA JAWAB

1. Penanya : Sri Widarti (PPGN – BATAN)

Pertanyaan :

1. Apa bedanya kanker, miom dan kista?

2. Apakah pasien dengan miom atau kista setelah operasi masih mungkin mendapatkan kehamilan?
3. Apakah setelah operasi miom atau kista dapat timbul kembali?

Jawaban : Tatin Rustin H, dr

1. - Kanker : suatu proses keganasan dari jaringan normal (tumor ganas)
-Miom : tumor jinak pada rahim yang berasal dari lapisan otot rahim
-Kista : tumor jinak yang berisi cairan karena sel-selnya dapat mensekresikan cairan
2. Mungkin bila pasien dan pasangannya tidak memiliki kelainan lain yang dapat menghambat terjadinya kehamilan.
3. Bisa tumbuh kembali bila pada saat operasi masih terdapat sisa jaringan miom atau kista.

2. Penanya : Helfi Yulianti (PTKMR – BATAN)

1. Kapan seorang pasien kanker harus menjalani terapi dengan - kemoterapi?

Jawaban : Tatin Rustin H, dr

1. Tergantung jenis kanker dan stadium pasien pada saat pertama kali didiagnosis. Untuk kanker ovarium stadium awal (1&2) menurut Standar Pelayanan Medik Perkumpulan Obstetri dan Ginekologi (POGI) biasanya terapi cukup dengan operasi. Bila masih terdapat sisa kanker ditambahkan kemoterapi. Radioterapi biasanya diberikan pada tahap akhir pengobatan bila dengan modalitas terapi yang diberikan sebelumnya masih terdapat sisa kanker.

UJI FUNGSI SISTEM SPEKTROMETER GAMMA DETEKTOR HPGe ORTEC MODEL GMX-25P4

Wahyudi, Muji Wiyono dan Kusdiana

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi – BATAN
Jl. Lebak Bulus Raya No.49, Pasar Jum'at Jakarta Selatan 12440

ABSTRAK

UJI FUNGSI SISTEM SPEKTROMETER GAMMA DETEKTOR HPGe ORTEC MODEL GMX-25P4. Telah dilakukan uji fungsi sistem spektrometer gamma dengan detektor HPGe Ortec model GMX-25P4 untuk mengetahui unjuk kerja alat setelah diinstalasi. Subbidang Keselamatan Lingkungan mendapatkan tambahan alat sistem spektrometer gamma dengan detektor HPGe Ortec model GMX-25P4 yang mempunyai efisiensi relatif 28,7% terhadap detektor NaI(Tl). Setelah dilakukan instalasi kemudian detektor didinginkan dengan nitrogen cair untuk beberapa hari yang selanjutnya dilakukan pengujian. Pengujian yang dilakukan meliputi uji kestabilan, kalibrasi energi, besarnya nilai FWHM dan FWTM, kalibrasi efisiensi serta penentuan limit deteksi. Hasil pengujian menunjukkan bahwa nilai *Chi Square* adalah 11,44 untuk 10 pengulangan data pencacahan, kalibrasi energi memberikan persamaan $Y=0,3603X-0,8485$ dengan $R^2 = 0,9998$; nilai FWHM adalah 0,79 sampai dengan 0,87 untuk energi rendah dan 1,09 sampai dengan 1,85 keV untuk energi tinggi, FWTM adalah 1,49 sampai dengan 3,76 keV, kurva kalibrasi efisiensi untuk energi 46 sampai dengan 100 keV adalah $Y = 0,0183x[\ln(\text{Energi})]-0,0521$ dengan $R^2=0,9679$ dan energi di atas 276 keV adalah $Y = 0,5948(\text{Energi})^{-0,6456}$ dengan $R^2=0,9727$ serta limit deteksi dengan tingkat kepercayaan 68% untuk sumber ^{137}Cs adalah 0,27 Bq untuk pencacahan selama 3600 detik. Berdasarkan hasil pengujian tersebut, maka spektrometer gamma dengan detektor HPGe model GMX-25P4 dalam keadaan stabil dan dapat digunakan untuk analisis radionuklida dalam sampel lingkungan.

Kata kunci : spektrometer gamma, uji fungsi, unjuk kerja.

ABSTRACT

FUNCTION TEST OF GAMMA SPECTROMETER SYSTEM CONNECTED WITH GMX-25P4 ORTEC HPGe DETECTOR. The function test of gamma spectrometer system connected with GMX-25P4 Ortec HPGe detector has been carried out to know its performance after installation. The environmental Safety Sub Division has a new gamma spectrometer system with GMX 25P4 Ortec HPGe detector which has efficiency of 28.7 % relative to NaI(Tl) detector. After installation, the detector was cooled down using liquid nitrogen for a few days then a series of test was carried out. The function tests covered stability, energy calibration, FWHM and FWTM values, efficiency calibration and determination of detection limit. The test results showed that Chi Square value was 11.44 for 10 counting data's, energy calibration curve was $Y=0.3603X-0.8485$ with $R^2 = 0.9998$; FWHM value was within 0.79 to 0.87 for low energy and 1.09 to 1.85 keV for high energy, FWTM value was within 1.49 to 3.76 keV; efficiency calibration curve was $Y = 0.0183x[\ln(\text{Energy})]-0.0521$ with $R^2=0.9679$ for energy of 46 to 100 keV and was $Y = 0.5948(\text{Energy})^{-0.6456}$ with $R^2=0.9727$ for higher energy than 276 keV and the detection limit of ^{137}Cs source for 3600 seconds counting at 68% confidence level was 0.27 Bq. According to the test result gamma spectrometer system connected with GMX-25P4 Ortec HPGe detector was in stable condition and could be used to analyze radioactive content in the environmental samples.

Key words : gamma spectrometer, function test, performance.

I. PENDAHULUAN

Berdasarkan Surat Keputusan Kepala Badan Tenaga Nuklir Nasional No. 392/KA/XI/2005, Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi - BATAN ditetapkan sebagai pelaksana litbang iptek kedokteran dan biomedika nuklir, pengembangan dan pengkajian serta penerapan keselamatan, keamanan dan kesehatan radiasi, menyelenggarakan pelayanan masyarakat dan industri dengan sistem mutu. Sedangkan tugas pokok dan fungsi Subbidang Keselamatan Lingkungan adalah melakukan pemantauan tingkat kontaminasi radionuklida tingkat nasional dan pelayanan analisis kontaminasi radionuklida. Untuk melaksanakan kegiatan tersebut Subbidang Keselamatan Lingkungan didukung dengan adanya tambahan satu set peralatan spektrometer gamma yang dilengkapi detektor HPGe (*High Purity Germanium*). Tambahan peralatan tersebut adalah sistem spektrometer gamma dengan detektor HPGe model GMX-25P4. Sistem spektrometer gamma dengan detektor HPGe Ortec model GMX-25P4 mempunyai efisiensi relatif 28,7% terhadap detektor NaI(Tl)¹.

Tujuan dari kegiatan ini adalah untuk mengetahui kinerja spektrometer gamma dengan detektor HPGe Ortec model GMX-25P4 yang akan digunakan untuk analisis sampel lingkungan¹. Untuk mengetahui kinerja alat setelah dilakukan instalasi maka perlu dilakukan uji fungsi yang meliputi uji

kestabilan dengan metode chi square test, kalibrasi energi yang kemudian dapat ditentukan besarnya nilai FWHM (*Full Width at Half Maximum*), FWTM (*Full Width at Tenth Maximum*) dan rasio FWTM/FWHM, kalibrasi efisiensi. Sedangkan untuk mengetahui kemampuan terendah yang dapat dideteksi untuk analisis suatu radionuklida maka ditentukan besarnya MDC (*Minimum Detectable Concentration*) atau biasa disebut penentuan limit deteksi. Dengan diketahuinya parameter hasil uji fungsi ini maka dapat diketahui kemampuan spektrometer gamma untuk analisis radionuklida dalam sampel lingkungan.

II. TEORI

Untuk melakukan analisis radionuklida pemancar gamma di dalam sampel lingkungan biasa digunakan spektrometer gamma terutama yang dilengkapi dengan detektor HPGe. Keunggulan dari detektor jenis tersebut adalah dapat memisahkan puncak energi gamma yang berdekatan²⁻⁴. Ukuran kemampuan daya pisah suatu sistem spektrometer gamma dengan detektor HPGe ditentukan oleh besarnya nilai FWHM dari spektrum energi gamma. Karakteristik detektor HPGe Ortec model GMX-25P4 tersebut mempunyai efisiensi relatif 28,7% terhadap detektor NaI(Tl), nilai FWHM adalah 1,71 keV, nilai FWHM/FWTM adalah

1,81 untuk radionuklida ^{60}Co pada energi 1,33 MeV⁵. Secara umum nilai FWHM dan rasio FWHM/FWTM untuk jenis detektor HPGe adalah di bawah 2,20 keV dan dalam kisaran 1,8 sampai dengan 2,2 untuk energi 1,33 MeV.

Karena sistem spektrometer gamma adalah sebuah sistem alat ukur yang terdiri dari beberapa rangkaian elektronika, maka sebelum digunakan atau setelah dilakukan perbaikan maka perlu dilakukan pengujian terhadap kinerjanya. Pengujian pertama yang perlu dilakukan adalah uji kestabilan alat dengan menggunakan metode *chi-square test*. Pengujian ini dilakukan dengan mencacah sumber standar secara berulang-ulang. Kemudian dari data pencacahan dapat ditentukan besarnya nilai *chi-square test* dengan menggunakan persamaan sebagai berikut :

$$X^2 = \frac{\sum_{i=1}^k (x_i - x_{avg})^2}{x_{avg}} \dots\dots\dots (1)$$

dengan :

X^2 adalah nilai *chi-square test*.

k adalah banyaknya data pengulangan pengamatan.

x_i adalah nilai cacahan pada data ke-i (cacah)

x_{avg} adalah nilai rata-rata cacahan (cacah).

Kondisi peralatan dinyatakan dalam keadaan stabil dan dapat digunakan untuk

melakukan pengukuran apabila data dari hasil pengujian mempunyai nilai *chi square test* $X^2_{(1-\alpha)(k-1)} < X^2 < X^2_{(\alpha)(k-1)}$, untuk tingkat kepercayaan 95%.

Untuk suatu sistem spektrometer gamma yang telah stabil perlu dilakukan kalibrasi energi. Kalibrasi energi adalah hubungan antara nomor salur dengan energi sinar gamma dalam penganalisis salur ganda. Hasil kalibrasi energi dinyatakan baik apabila kurva kalibrasi energi berbentuk linier atau koefisien korelasi mendekati 1. Kurva kalibrasi energi digunakan untuk menentukan energi suatu spektrum hasil pencacahan sampel, kemudian dari energi tersebut dapat ditentukan radionuklida yang ada dalam sampel. Persamaan kalibrasi energi secara umum dinyatakan dengan suatu persamaan berikut²⁻⁴:

$$Y = a + bX \dots\dots\dots (2)$$

dengan:

Y adalah energi gamma (keV).

a dan b adalah bilangan konstanta *linier*.

X adalah nomor salur (*channel*).

Untuk keperluan analisis secara kuantitatif dalam menentukan konsentrasi radionuklida dalam sampel, maka perlu dilakukan kalibrasi efisiensi sistem spektrometer gamma. Kalibrasi efisiensi dilakukan dengan mencacah sumber standar yang telah diketahui aktivitasnya. Efisiensi tiap-tiap energi gamma mempunyai nilai

tertentu dan untuk menghitung efisiensi tiap-tiap energi digunakan persamaan sebagai berikut^{2-4,6} :

$$\varepsilon_{\gamma} = \frac{(N_s / T_s - N_{BG} / T_{BG})}{A_t \cdot p_{\gamma}} \dots\dots\dots (3)$$

dengan :

ε_{γ} adalah efisiensi pada energi gamma tertentu (%)

N_s adalah cacah standar (cacah)

N_{BG} adalah cacah latar (cacah)

T_s adalah waktu cacah standar (detik)

T_{BG} adalah waktu cacah latar (detik)

A_t adalah aktivitas sumber standar pada saat pengukuran (Bq)

p_{γ} adalah *yield* dari energi gamma tertentu (%)

Kemampuan suatu alat untuk melakukan pengukuran berbeda-beda sesuai dengan kinerja alat tersebut. Besarnya nilai batas terendah deteksi (LLD, *lower limit detection*) untuk suatu sistem spektrometer gamma dipengaruhi oleh besarnya efisiensi dan nilai cacah latar. Untuk menghitung nilai batas terendah deteksi dengan tingkat kepercayaan 68% digunakan persamaan sebagai berikut⁴:

$$LLD_{68\%} = \frac{2,33 \sqrt{\frac{N_{BG}}{T_{BG}^2}}}{\varepsilon_{\gamma} \cdot p_{\gamma}} \dots\dots\dots (4)$$

dengan :

$LLD_{68\%}$ adalah limit deteksi dengan tingkat kepercayaan 68% (Bq)

N_{BG} adalah cacah latar (cacah)

T_{BG} adalah waktu cacah latar (detik)

ε_{γ} adalah efisiensi pada energi gamma (%)

p_{γ} adalah *yield* dari energi gamma (%)

III. TATA KERJA

Bahan dan Peralatan

Bahan yang digunakan adalah sumber standar campuran ⁵⁴Mn, ⁶⁰Co, ⁶⁵Zn ¹³³Ba, ¹³⁴Cs, ¹³⁷Cs ¹⁰⁹Cd, ²¹⁰Pb, dan ²⁴¹Am dalam larutan HCl 0,1 N dalam *Marinelli* 1 liter dan campuran ¹³⁷Cs dan ⁶⁰Co bentuk *gel* buatan Amersham dalam wadah *Marinelli* 1 liter untuk kalibrasi energi dan kalibrasi efisiensi. Bahan lain adalah *aquadest* yang ditempatkan dalam *Marinelli* 1 liter untuk penentuan cacah latar.

Peralatan utama dalam pengujian ini adalah spektrometer gamma yang dilengkapi dengan detektor HPGe model GMX-25P4 tipe N setelah dilakukan instalasi. Alat pendukung lain adalah Inspector yang di dalamnya terdapat *spectroscopy amplifier*, *HV Bias Supply*, ADC (*analogue to digital converter*) dan MCA (*multi channel analyzer*) dengan pengolah data *Genie-2000*.

Pengujian Kestabilan Alat

Pengujian kestabilan alat dilakukan dengan menggunakan metode *chi-square test*⁷ yaitu dengan mencacah ¹³⁷Cs dalam *Marinelli* selama 3600 detik sebanyak 10 kali pengulangan. Dari hasil pencacahan

kemudian dihitung besarnya nilai X^2 dengan menggunakan Persamaan 1.

Kalibrasi Energi

Kalibrasi energi dilakukan dengan mencacah radionuklida yang telah diketahui energinya, dari hasil pencacahan kemudian ditentukan puncak spektrum yang teramati dan selanjutnya dibuat kurva hubungan antara nomor salur (*channel*) dari puncak spektrum dengan energi gamma (keV) menggunakan Persamaan 2.

Kalibrasi Efisiensi

Kalibrasi efisiensi dilakukan dengan mencacah sumber standar yang telah diketahui aktivitasnya. Pada setiap puncak energi yang muncul dihitung besarnya nilai cacahan, kemudian dengan menggunakan Persamaan 3 ditentukan efisiensi tiap-tiap puncak energi gamma dan selanjutnya dibuat kurva hubungan antara energi gamma (keV) dengan efisiensi.

Penentuan Limit Deteksi

Penentuan limit deteksi dilakukan dengan mencacah *background* untuk waktu penacahan yang bervariasi. Dengan menggunakan Persamaan 4 dapat ditentukan besarnya nilai limit deteksi untuk sistem spektrometer gamma dengan detektor HPGe Ortec model GMX-25P4.

IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil pengujian kestabilan alat dengan metode *chi square test* secara lengkap disajikan dalam Tabel 1. Pada pengujian ini digunakan sumber standar ^{137}Cs dengan aktivitas $2,93 \times 10^3$ Bq tanggal 1 Maret 1996 dalam *Marinelli* dengan densitas $1,0 \text{ g/cm}^3$. Penggunaan sumber standar ^{137}Cs ini karena radionuklida tersebut mempunyai waktu paro yang cukup panjang yaitu 30 tahun dan mempunyai bentuk geometri yang umum dilakukan pada analisis sampel lingkungan.

Tabel 1. Hasil pencacahan ^{137}Cs pada pengujian kestabilan dan besarnya nilai X^2 dari hasil perhitungan data pengujian Maret 2008

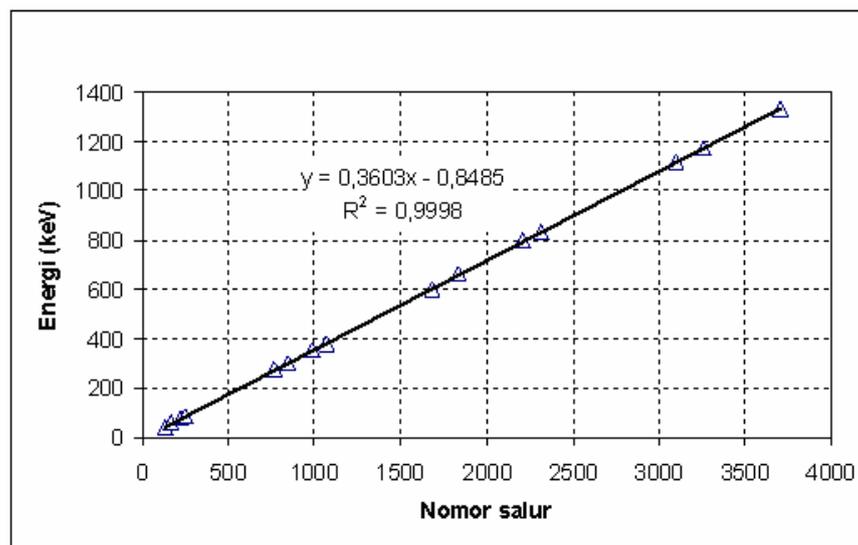
X_i	Cacahan (x_i)	Deviasi (%)	$x_i - x_{\text{avg}}$	$(x_i - x_{\text{avg}})^2$	$(x_i - x_{\text{avg}})^2 / x_{\text{avg}}$
1	37435	0,53	-102	10404	0,27717
2	37279	0,53	-258	66564	1,77329
3	37397	0,53	-140	19600	0,52215
4	37589	0,53	52	2704	0,07204
5	37863	0,53	326	106276	2,83123
6	37678	0,53	141	19881	0,52964
7	37807	0,53	270	72900	1,94208
8	37329	0,53	-208	43264	1,15257
9	37702	0,53	165	27225	0,72528
10	37291	0,53	-246	60516	1,61217
Rerata (x_r)	37537		Nilai <i>Chi Square Test</i>	11,44	

Dari Tabel 1 diperoleh hasil bahwa besarnya nilai X^2 adalah sebesar 11,44; nilai hasil pengujian tersebut berada di dalam kisaran nilai yang diperbolehkan dengan probabilitas 0,05 sampai 0,95 untuk 10 data pengukuran dari tabel *Chi Square*⁷ yaitu $3,33 < X^2 < 16,9$. Berdasarkan hasil tersebut alat yang telah diinstalasi dalam keadaan stabil dan dapat dilakukan pengujian lebih lanjut.

Hasil pengujian selanjutnya yaitu kalibrasi energi dengan menggunakan sumber standar gamma campuran yang hasilnya disajikan pada Tabel 2. Berdasarkan Tabel 2 dapat dibuat kurva kalibrasi energi dengan sumbu X adalah nomor saluran atau channel dalam MCA (*Multi Channel Analyzer*) dan sumbu Y adalah energi gamma (keV) dari tabel energi, hasil kalibrasi energi disajikan pada Gambar 1.

Tabel 2. Data hasil kalibrasi energi dan parameter lain dalam uji fungsi spektrometer gamma dengan detektor HPGe Ortec model GMX-25P4

No.	Nuklida	Yield	Waktu paro (hari)	No. salur	Energi gamma (keV)	FWHM (keV)	FWTM (keV)	FWTM/FWHM
1	Pb-210	0,0406	8145,1	130	46	0,79	1,49	1,89
2	Am-241	0,36	158044	167	59,32	0,82	1,56	1,90
3	Ba-133	0,3661	3842	226	80,18	0,85	1,65	1,94
4	Cd-109	0,0365	463	246	87,3	0,87	1,49	1,71
5	Ba-133	0,071	3842	767	276,29	1,15	2,43	2,11
6	Ba-133	0,1833	3842	842	302,71	1,12	2,06	1,84
7	Ba-133	0,623	3842	990	355,86	1,13	2,15	1,90
8	Ba-133	0,0892	3842	1067	383,7	1,09	1,98	1,82
9	Cs-134	0,976	754,2	1681	604,66	1,47	2,82	1,92
10	Cs-137	0,85	10958	1839	661,62	1,5	2,68	1,79
11	Cs-134	0,854	754,2	2212	795,76	1,57	2,8	1,78
12	Mn-54	0,99975	312,5	2320	834,83	1,75	2,85	1,63
13	Zn-65	0,504	243,9	3099	1116,61	1,55	2,64	1,70
14	Co-60	0,999	1925,5	3260	1173,23	1,81	3,49	1,93
15	Co-60	0,999824	1925,5	3702	1332,51	1,85	3,76	2,03

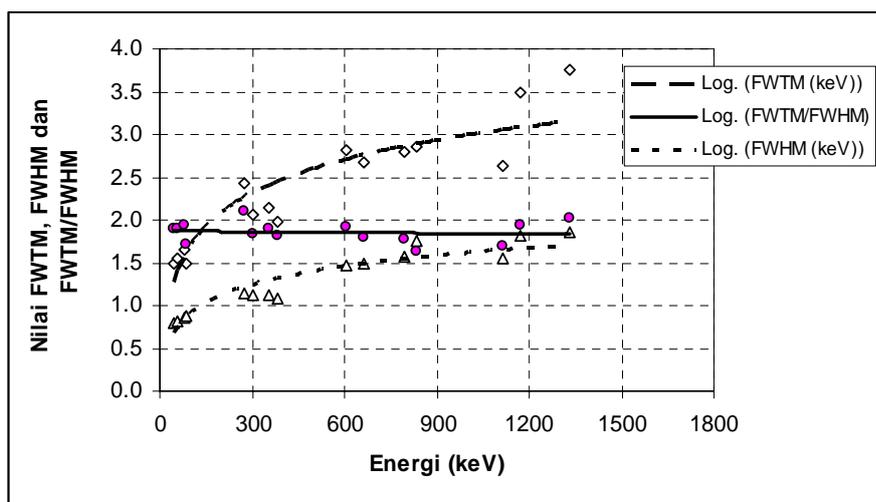


Gambar 1. Korelasi antara nomor salur dan energi untuk sistem spektrometer gamma dengan detektor HPGe Ortec model GMX-25P4

Persamaan kurva kalibrasi energi adalah $Y=0,3603X-8485$ dengan X adalah nomor salur dan Y adalah energi (keV) dengan koefisien korelasi $R^2 = 0,9998$. Berdasarkan nilai koefisien korelasi ini dapat disimpulkan bahwa hubungan antara nomor salur dan energi gamma merupakan hubungan yang *linier* atau hampir seluruh titik pengamatan berada pada kurva. Kurva kalibrasi energi ini dapat digunakan untuk mengetahui jenis radionuklida yang ada dalam sampel berdasarkan energi dari

radionuklida yang bersifat diskrit atau untuk analisis secara kualitatif.

Setelah dilakukan kalibrasi energi, maka data hasil pengukuran akan terlihat data cacahan bersih, deviasi, FWHM, FWTM dan *library* radionuklida. Nilai FWHM dan FWTM akan naik dengan naiknya energi gamma. Besarnya nilai FWHM, FWTM dan rasio FWTM/FWHM sebagai fungsi energi gamma dari 46 sampai dengan 1332,50 keV disajikan dalam Gambar 2.

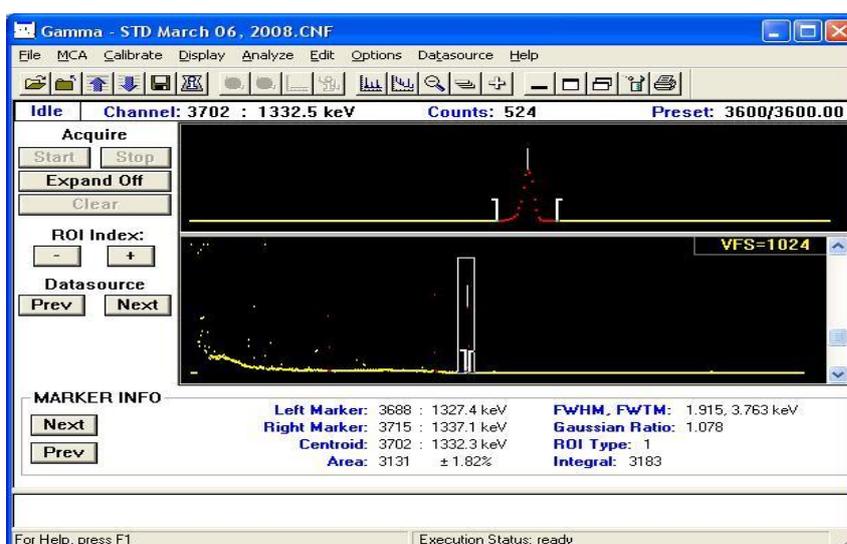


Gambar 2. Besarnya nilai FWHM, FWTM dan rasio FWTM/FWHM detektor HPGe Ortec model GMX-25P4 hasil pengujian.

Nilai FWHM dan nilai rasio FWTM/FWHM yang diperoleh dari pengujian ini dalam kisaran 2,00 keV masih dalam kisaran rentang yang diijinkan. Berdasarkan besarnya nilai FWHM dan rasio FWTM/FWHM ini dapat disimpulkan bahwa sistem spektrometer gamma tersebut menghasilkan spektrum yang baik atau *gaussian* (Gambar 3) dan berfungsi sesuai

dengan yang diinginkan dengan parameter dalam rentang yang memuaskan untuk pengukuran

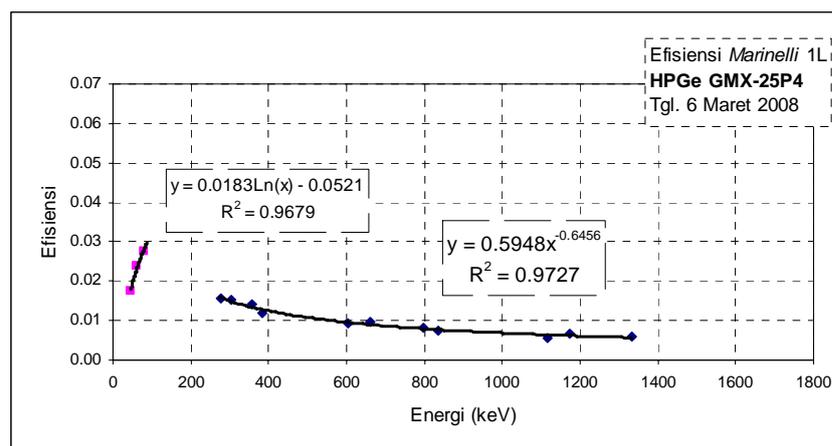
Hasil kalibrasi efisiensi menggunakan sumber standar pemancar gamma campuran yang ditempatkan dalam wadah *Marinelli* 1 lt disajikan pada Tabel 3. Berdasarkan Tabel 3 maka dapat dibuat kurva kalibrasi efisiensi seperti disajikan pada Gambar 4.



Gambar 3. Spektrum hasil pencacahan sumber standar gamma campuran.

Tabel 3. Hasil pencacahan sumber gamma campuran menggunakan spektrometer gamma detektor HPGe Ortec model GMX-25P4 selama 3600 detik.

No.	Nuklida	Energi (keV)	Yield	Aktivitas (Bq)	Net. Area	Dev (%)	Efisiensi
1	Pb-210	46	0,0406	364,04	1925	5,27	0,01740
2	Am-241	59,32	0,36	292,86	18100	0,90	0,02371
3	Ba-133	80,18	0,3661	139,61	10191	1,22	0,02767
4	Cd-109	87,3	0,0365	53,20	452	10,62	0,02489
5	Ba-133	276,29	0,071	139,61	1128	4,31	0,01567
6	Ba-133	302,71	0,1833	139,61	2790	2,35	0,01509
7	Ba-133	355,86	0,623	139,61	8908	1,17	0,01421
8	Ba-133	383,7	0,0892	139,61	1064	4,59	0,01176
9	Cs-134	604,66	0,976	16,35	1064	3,93	0,00917
10	Cs-137	661,62	0,85	57,99	3445	1,90	0,00968
11	Cs-134	795,76	0,854	16,35	839	4,57	0,00824
12	Mn-54	834,83	0,9998	9,52	527	6,29	0,00755
13	Zn-65	1116,6	0,504	11,42	247	10,27	0,00572
14	Co-60	1173,2	0,999	143,42	6887	1,26	0,00667
15	Co-60	1332,5	0,9998	143,42	5994	1,33	0,00580



Gambar 4. Kurva kalibrasi efisiensi fungsi energi spektrometer gamma dengan detektor HPGe.

Dari hasil kalibrasi efisiensi ini terlihat bahwa efisiensi akan naik dengan naiknya energi gamma sampai energi sekitar 100 keV. Sedangkan untuk energi 100 sampai 276 keV tidak dapat dibuat kurva kalibrasi energi karena sumber standar yang digunakan yang digunakan untuk kalibrasi tidak ada data efisiensi pada rentang energi tersebut.

Sementara itu pada energi di atas 276 keV diperoleh kurva kalibrasi efisiensi yang menurun secara eksponensial. Dari kedua kecenderungan tersebut dapat dibuat persamaan kalibrasi efisiensi dengan Efisiensi (Y) sebagai fungsi energi gamma (keV) sebagai berikut :

E_γ : 46 - 100 keV adalah $Y = 0,0183x[\ln(\text{Energi})]-0,0521$, dengan $R^2=0,9679$

E_γ : ≥ 276 keV adalah $Y = 0,5948(\text{Energi})^{-0,6455}$, dengan $R^2=0,9727$

Hasil kalibrasi efisiensi spektrometer gamma detektor HPGe Ortec model GMX-25P4 diperoleh hasil cukup baik. Hal ini ditunjukkan dengan nilai koefisien korelasi kurva kalibrasi efisiensi. Untuk analisis radionuklida dengan energi 46 sampai dengan 100 keV metode yang digunakan adalah relatif. Hal ini karena kemiringan kurva yang cukup tajam sehingga pergeseran energi yang kecil sudah memberikan perbedaan nilai efisiensi yang cukup besar. Namun apabila hal ini tidak memungkinkan, maka penggunaan kurva efisiensi sudah cukup membantu dalam perhitungan analisis. Sedangkan untuk analisis radionuklida dengan energi di atas 276 keV nilai efisiensi pengukuran dapat ditentukan dengan menggunakan kurva efisiensi maupun secara relatif. Kurva efisiensi energi di atas 276 keV mempunyai kemiringan yang agak landai. Hal ini menunjukkan bahwa perbedaan efisiensi terhadap pergeseran energi cukup kecil dan hampir seluruh titik efisiensi berada pada kurva, sehingga analisis dengan metode relatif dan kurva efisiensi hanya menghasilkan sedikit perbedaan. Pada kurva efisiensi ini

semakin besar energi kemiringan kurvanya semakin landai. Berdasarkan hasil kalibrasi efisiensi ini, maka sistem spektrometer gamma dapat digunakan untuk analisis radionuklida pemancar radiasi gamma yang ditempatkan dalam wadah *Marinelli* 1 liter.

Penentuan batas terendah deteksi dilakukan dengan menggunakan Persamaan 4. Besarnya batas terendah deteksi dengan tingkat kepercayaan 68% untuk ^{137}Cs dengan lama pencacahan 3600 detik sebesar 0,27 Bq dan 61200 detik sebesar 0,05 Bq. Berdasarkan hasil tersebut, diperoleh hasil bahwa batas terendah deteksi akan lebih kecil untuk pencacahan dengan waktu yang lebih lama. Namun hal ini kurang efisien, sehingga dipilih waktu pencacahan sesuai kebutuhan. Dengan diketahuinya besarnya batas terendah deteksi ini, maka dapat diketahui kemampuan alat untuk melakukan analisis radionuklida dalam sampel dan waktu pengukuran dapat dioptimalkan sesuai kebutuhan.

Tabel 4. Limit deteksi beberapa radionuklida untuk pencacahan 3600 dan 61200 detik.

No.	Nuklida	Energi (keV)	Limit Deteksi 68% (Bq)	
			Pencacahan 3600 detik	Pencacahan 61200 detik
1.	⁶⁰ Co	1332,50	0,36	0,05
2.	¹³¹ I	364,48	0,19	0,04
3.	¹³⁴ Cs	604,66	0,22	0,05
4.	¹³⁷ Cs	661,66	0,27	0,05
5.	⁴⁰ K	1460,75	10,68	1,41
7.	²²⁶ Ra	609,31	1,33	0,17
8.	²²⁸ Th	238,63	1,26	0,25
9.	²³² Th	911,16	1,67	0,22
10.	²¹⁰ Pb	46,00	3,17	1,35

V. KESIMPULAN

Dari uji fungsi sistem spektrometer gamma dengan detektor HPGe Ortec model GMX-25P4 setelah dilakukan instalasi diperoleh hasil bahwa kondisi alat dalam keadaan stabil serta dari kalibrasi energi, nilai FWHM dan rasio FWTM/FWHM, kalibrasi efisiensi serta limit deteksi diperoleh nilai dalam rentang parameter yang memuaskan untuk digunakan analisis sampel lingkungan.

SARAN

Sistem spektrometer gamma dengan detektor HPGe Ortec model GMX-25P4 setelah dilakukan pengujian ini perlu perawatan secara berkala supaya alat dalam keadaan siap untuk digunakan melakukan pengukuran sampel serta dapat diketahui secara dini jika terjadi kelainan pada alat.

DAFTAR PUSTAKA

1. ISO/IEC : 17025: 2005, *Persyaratan umum kompetensi laboratorium pengujian dan laboratorium kalibrasi* (Versi Bahasa Indonesia), Edisi kedua, Diterjemahkan oleh Komite Akreditasi Nasional, Jakarta, 2005.
2. DEBERTIN K., and HELMER, R.G., *Gamma and X-ray Spectrometry with Semiconductor Detectors*, North Holland, 1988.
3. WISNU SUSETYO, *Spektrometer Gamma dan Penerapannya dalam Analisis Pengaktifan Neutron*, Gajah Mada University Press, Yogyakarta, 1988.
4. BADAN TENAGA NUKLIR NASIONAL, *Prosedur Analisis Sampel Radioaktivitas Lingkungan*, BATAN, Jakarta, 1998.
5. ORTEC, *Quality Assurance Data Sheet, GMX Series GAMMA-X HPGe*, Detector model GMX-25P4, 2007.
6. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Measurement of Radionuclides in Food and the Environment*, A Guidebook, IAEA, Vienna, 1989.
7. SUGIYONO, *Statistika untuk penelitian*, Penerbit Alfabeta, Bandung, 2005.

TANYA JAWAB :

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

Pertanyaan :

1. Apa yang dimaksud dengan uji kestabilan bagaimana caranya, menggunakan metode apa dan menggunakan sumber apa ?
2. Apakah nilai FWHM dan FWTM sesuai dengan manual, pengujiannya menggunakan sumber apa ?.

Jawaban : Wahyudi

1. Uji kestabilan dilakukan dengan mencacah sumber standar ^{137}Cs secara berulang-ulang, kemudian dengan metode *chi square test* dihitung besarnya nilai chi square test apabila nilai pengukuran berada dalam rentang maka alat dikatakan stabil.
2. Nilai FWHM masih dalam rentang nilai yang direkomendasikan yaitu nilai FWHM pada energi 1332,50 keV hasil pengukuran 1,915 keV sedangkan dalam manual 1,90 keV. Nilai FWTM dalam manual tidak dilaporkan.

**2. Penanya : Sugino
(Pusdiklat-BATAN)**

Pertanyaan :

1. Kenapa pengujian tidak dilakukan sesuai dengan standar pengujian spektrometer gamma yaitu penentuan *peak to compton ratio*, nilai FWHM dan efisiensi relatif terhadap detektor NaI(Tl) diameter 3 inci ?

Jawaban : Wahyudi

1. Pengujian ini memang tidak sesuai dengan standar seperti di atas, namun dari hasil pengujian ini diharapkan alat segera dapat digunakan untuk mendukung kegiatan pengukuran di laboratorium dengan jumlah sampel

yang akan diukur cukup banyak. Terima kasih atas masukannya, untuk pengujian yang sesuai standar akan kami lakukan di waktu yang akan datang.

PENGUKURAN LAJU LEPASAN RADON PADA BAHAN BANGUNAN GRANIT DAN PAPAN GYPSUM DENGAN DETEKTOR JEJAK NUKLIR CR-39

Asep Setiawan¹, Sri Mulyani², dan Bunawas¹

¹Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi

²FMIPA – Universitas Andalas

ABSTRAK

PENGUKURAN LAJU LEPASAN RADON PADA BAHAN BANGUNAN GRANIT DAN PAPAN GYPSUM DENGAN DETEKTOR JEJAK NUKLIR CR-39. Pengukuran laju lepasan radon pada bahan bangunan granit merk "x" dan papan gypsum merk "y" dengan detektor jejak nuklir CR-39 telah dilakukan. Pengukuran dilakukan dengan menyungkup permukaan bahan bangunan dengan mangkok yang telah dipasangkan detektor jejak nuklir CR-39 pada bagian dalamnya selama 32 hari. Pengukuran ini dilakukan untuk mengetahui besarnya gas radon yang dilepaskan bahan bangunan granit dan papan gypsum. Dari pengukuran diperoleh, laju lepasan radon yang berasal dari bahan bangunan granit merk "x" dan papan gypsum merk "y" yang siap pakai dan tersedia di pasaran masing-masing adalah $0,148 \pm 0,032$ Bq/m².jam dan $0,245 \pm 0,068$ Bq/m².jam. Hasil pengukuran laju lepasan radon dari bahan bangunan dapat digunakan untuk memperkirakan konsentrasi gas radon maksimum pada suatu ruangan yang berasal dari permukaan jika dimensi ruangan dan laju ventilasi diketahui. Dan hasil perkiraan tersebut juga dapat digunakan untuk memperkirakan dosis internal radon yang diterima oleh manusia yang berada pada ruangan tersebut.

Kata kunci : radon, bahan bangunan, CR-39, laju lepasan radon

ABSTRACT

MEASUREMENT OF RADON EXHALATION RATE ON BUILDING MATERIALS OF GRANITE AND GYPSUM BOARD WITH CR-39 NUCLEAR TRACK DETECTOR. The radon exhalation rate on building materials of granite "x" and gypsum board "y" has been measured with CR-39 nuclear track detector. The measurement has been performed by closing the surface of building material with a cup containing CR-39 nuclear track detector inside for 32 days. This experiment was aimed to know radon gas exhaled from surface of building materials of granite and gypsum board. From the result of measurement, the radon exhalation rates from the surface of building materials of granite "x" and gypsum board "y" that was ready to use and could be found in the market were 0.148 ± 0.032 Bq/m².h and 0.245 ± 0.068 Bq/m².h respectively. This result of measurement of radon exhalation rate from building materials can be used to estimate the maximum radon concentration in the room coming from the surface if room dimension and ventilation rate are known. This result of estimation can also be used to estimate the internal dose of radon in a room which was received by the people who live there.

Key words : radon, building materials, CR-39, radon exhalation rate

I. PENDAHULUAN

Sumbangan terbesar paparan radiasi alami (natural radiation exposure) yang diterima oleh manusia berasal dari isotop

radioaktif radon (²²²Rn) beserta anak luruhnya. Menurut laporan IAEA, 48% dari total paparan radiasi setiap tahun berasal dari radon, sedangkan yang berasal

dari sumber radioaktif buatan seperti penggunaan sinar-x untuk tujuan medis, sinar kosmik dan sinar gamma masing-masing adalah 11,2%; 14,5%; 17,1%. Yang berasal dari sumber internal 8,6%, dan dari sumber-sumber lainnya seperti jatuhnya debu radioaktif hasil uji coba senjata nuklir (fallout), pelepasan dari instalasi reaktor nuklir (nuclear discharge), pembuangan limbah radioaktif dan lain sebagainya adalah 0,6%.¹

Radon merupakan hasil peluruhan dari uranium (^{238}U). Pada saat bernafas, radon dapat masuk ke dalam paru-paru melalui saluran pernafasan. Anak luruhan radon yang berbentuk partikel sangat kecil akan mengendap di dalam paru-paru dan sebagian proses peluruhannya akan berlangsung di dalam paru-paru. Dalam peluruhannya radon akan memancarkan partikel- α . Partikel- α yang dipancarkan tersebut dapat mengakibatkan kerusakan pada jaringan paru-paru. Hal ini mungkin sebagai salah satu penyebab timbulnya kanker paru-paru. Sampai saat ini belum ada data epidemiologi yang lengkap tentang efek gas radon ini terhadap kesehatan manusia.

Karena adanya efek merugikan yang dapat ditimbulkan oleh gas radon ini terhadap kesehatan manusia, maka perlu dilakukan pengamatan polusi radioaktif di dalam ruangan (rumah dan perkantoran),

karena sekitar 80% masyarakat modern tinggal di dalam ruangan². Dan menurut laporan Badan Kesehatan Dunia (WHO) terdapat suatu indikasi nyata bahwa rumah dan perkantoran modern mengidap “*Sick Building Syndrome* (SBS)”, yang disebabkan berbagai polusi udara di dalam ruangan³.

Di dalam ruangan (rumah) gas radon dapat berasal dari dinding, lantai dan atap yang semuanya berasal dari kerak bumi ataupun hasil pengolahan bahan tambang, seperti semen, batako, bata merah, batu alam, granit, asbes (asbestos), gyps (gypsum) dan sebagainya yang mengandung bahan radionuklida alam. Batas maksimum konsentrasi radon dalam ruangan yang direkomendasikan oleh Komisi Proteksi Radiasi Internasional (ICRP, International Commission on Radiological Protection) adalah 1000 Bq/m³⁴.

Penelitian ini bertujuan untuk mengukur konsentrasi gas radon dari beberapa bahan bangunan, mengukur laju lepasan radon dari beberapa bahan bangunan, dan menentukan konsentrasi dan dosis internal gas radon yang berasal dari ruangan menggunakan metode pengukuran radon pasif dengan detektor jejak nuklir CR-39.

II. TINJAUAN PUSTAKA

Gas radon (^{222}Rn) adalah hasil peluruhan langsung dari radium (^{226}Ra) dengan melepaskan partikel- α berenergi 4,78 MeV. Pada suhu kamar radon selalu berbentuk gas dan terlarut dalam udara. Di dalam udara gas radon akan terus meluruh dan melepaskan partikel- α , menghasilkan turunan yang juga bersifat radioaktif. Hasil peluruhan radon secara berurutan adalah radium-A (polonium, ^{218}Po), radium-B (timbal, ^{214}Pb), radium-C (bismuth, ^{214}Bi), radium-C' (polonium, ^{214}Po) dan radium D (timbal, ^{210}Pb).⁵

1. Radon di Lingkungan

Dari laporan NCRP (*National Council on Radiation Protection and Measurement*), diketahui bahwa lebih dari 80% gas radon yang dilepaskan ke atmosfer berasal dari lapisan tanah bagian atas. Secara umum besarnya konsentrasi gas radon di lingkungan dipengaruhi oleh situasi, kondisi dan jenis batuan yang terdapat pada lapisan tanah tersebut.

Kadar gas radon relatif tinggi pada daerah-daerah yang terdapat kegiatan-kegiatan yang berhubungan dengan penambangan seperti penambangan batubara, uranium, timah, gas alam, proyek geotermal serta kegiatan-kegiatan yang berhubungan dengan vulkanik dan lain-lain sebagainya. Dan kadar gas radon akan

sangat tinggi pada daerah permukaan sumber air panas yang dapat mencapai 1.000 – 10.000 kali konsentrasi gas radon di udara secara umum.

Lepasan gas radon dari sumber-sumber radon ke atmosfer yang berasal dari tanah, air dan sebagainya dapat dilihat pada Tabel 1.

Tabel 1. Sumber-sumber yang melepas radon ke udara bebas/atmosfer²

Sumber radon	Masukan ke atmosfer (37×10^3 Bq/tahun)
Emanasi dari tanah	2000
Air tanah	500
Emanasi dari lautan	30
Residu fosfat	3
Uranium sisa tambang	2
Batubara	0,02
Gas alam	0,01

2. Radon di dalam Ruangan

Sumber radon di dalam ruangan dapat berasal dari bahan bangunan (80%), udara luar (10%), air (air tanah, air hujan dan lain-lain, 5%), gas alam (4%) dan LPG (<1%).⁶ Konsentrasi radon di dalam ruangan sangat dipengaruhi oleh kondisi dan bentuk fisik bangunan serta bahan bangunan yang digunakan pada bangunan tersebut misalnya porositas bahan bangunan, suhu dan kelembaban ruangan, sirkulasi udara dan lain sebagainya. Konsentrasi radon pada ruangan yang menggunakan AC (Air Conditioner) dan

ventilasi udara yang sangat kurang (sistem sirkulasi udara tertutup) akan relatif tinggi dibandingkan ruangan dengan sistem sirkulasi udara terbuka.

Radium yang terkandung dalam bahan bangunan ini akan meluruh menghasilkan gas radon (^{222}Rn). Gas radon yang terdapat di lingkungan (tanah) dan yang berasal dari bahan bangunan dapat memasuki ruangan melalui:⁷

1. Aliran, yaitu apabila di dalam bahan bangunan tersebut mengandung air, uap air atau udara yang mengisi sela-sela porositas, sehingga dapat digunakan oleh radon sebagai media untuk berpindah.

2. Difusi, yang disebabkan karena sifat mobilitas radon yang sangat besar dan berat atom tunggal, sehingga radon dapat bergerak di antara sela-sela bagian dalam dari bahan bangunan untuk dapat mencapai atmosfer.

Dari hasil penelitian konsentrasi radium dalam bahan bangunan yang telah dilakukan di negara-negara maju seperti Inggris, USA, Jerman Barat dan sebagainya bahkan di Indonesia sendiri, diketahui bahwa sangat banyak dari bahan material bangunan yang dapat memancarkan gas radon ke udara, seperti yang terdapat pada Tabel 2.

Tabel 2. Konsentrasi gas radon pada bahan bangunan di beberapa negara maju⁸

Material	Konsentrasi gas radon (Bq/kg)				
	Inggris	Rusia	Jerman barat	Spanyol	USA
Gypsum	22,2	-	18,5	3,0	-
Batuan, kerikil	-	4,8-37,0	14,8	14,1-23,0	-
Batu bata merah	7,5-51,9	18,5-55,6	63,0	34,1	7,4-129,6
Beton	-	74,1	22,2	-	25,9-51,9
Semen	-	25,9	18,5	75,6	-
Atap genting	-	-	-	70,4	63,0-70,4
Granit	88,9	111,1	103,7	77,4	-

3. Metode Pengukuran Radon Pasif dengan Detektor Jejak Nuklir CR-39

Metode pengukuran radon pasif (dosimeter radon pasif) merupakan salah satu metode yang dapat digunakan untuk mengukur konsentrasi radon di udara. Dosimeter radon pasif ini adalah alat untuk mengukur dosis radon di suatu ruangan atau lingkungan tertentu tanpa perlu adanya suplai tenaga.

Pemilihan metode ini dengan pertimbangan karena biayanya yang tidak mahal, cukup mudah penerapannya dan efektif untuk mengukur laju lepasan radon yang berasal dari bahan bangunan. Meskipun kelemahannya, memerlukan waktu pemantauan yang cukup lama dan hasil yang diperoleh merupakan hasil yang mewakili konsentrasi rata-rata radon untuk selama masa pengukuran.⁹

Salah satu detektor yang dapat digunakan pada metode pengukuran radon pasif adalah detektor jejak nuklir CR-39 (*etched track detectors*) yang mempunyai kepekaan tinggi terhadap radiasi pengion dan sangat cocok dipakai sebagai dosimeter radiasi- α , radiasi- γ dan neutron.

III. METODOLOGI

Alat dan Bahan

Peralatan yang digunakan dalam penelitian ini adalah mangkok plastik merk

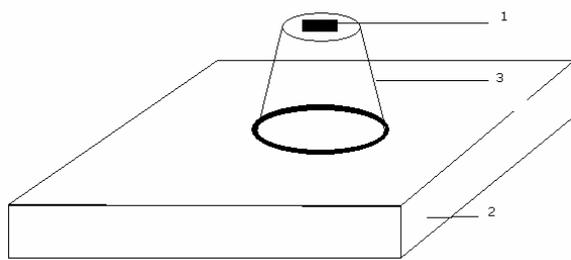
Garuda yang berdiameter alas 5 cm, diameter permukaan 7 cm dan tinggi 13 cm, detektor jejak nuklir CR-39, Merk BARYOTRACK buatan Fukuvi Chemical Industri Co. Ltd, Japan, pinset, penggaris Aluminium, cutter, gelas peng-etsa beserta penutupnya, klep baja penjepit, oven buatan Memmert, Jerman, thermometer, kaca preparat, mikroskop optik Model OPTIPHOT buatan NIKON Ltd. Japan, counter, dan selotip plastik bening.

Bahan yang digunakan adalah bahan bangunan yang sudah siap pakai (batuan Granit, Batu alam, Keramik, Papan Gypsum) 3 jenis merk produk dengan ukuran 30 x 30 cm, Lem Araldite Merah, Larutan NaOH dengan konsentrasi 6,25 N, dan Aquades.

Cara Kerja

Detektor jejak nuklir CR-39 dipotong dengan ukuran (1 x 2) cm. Lapisan plastik (Polyetilen) pelindungnya kemudian dilepas lalu ditempatkan ditengah-tengah alas bagian dalam mangkok plastik dan kemudian di selotip.

Mangkok dengan detektor CR-39 yang sudah terpasang tersebut disungkupkan di atas bahan bangunan lalu di seal dengan lem Araldite, seperti terdapat pada Gambar 1.



Gambar 1. Perangkat dosimeter radon pasif

Keterangan :

1. Detektor jejak nuklir CR-39
2. Bahan bangunan
3. Mangkok plastik

Setelah waktu penyinaran 32 hari, detektor yang ada pada mangkok tersebut diambil dan selanjutnya dilakukan proses etsa. Detektor dijepit dengan klep penjepit baja lalu di letakkan di dalam gelas peng-etsa, kemudian larutan NaOH dengan konsentrasi 6,25 N yang telah disiapkan dituangkan kedalam gelas tersebut hingga detektor terendam kemudian ditutup rapat.

Gelas etsa kemudian dimasukkan ke dalam oven. Suhu Oven diatur agar mencapai 70⁰ C. Setelah 6,5 jam, detektor diambil dari inkubator untuk dicuci dengan aquades suhu 40⁰ C selama beberapa menit dan dilakukan 3 kali, agar NaOH yang tertinggal dan menempel pada CR-39 dapat dihilangkan. Kemudian detektor dikeringkan selama semalam.

Setelah detektor kering, kemudian dihitung jumlah jejak yang ada pada detektor dengan mikroskop optik pada perbesaran 400 kali. Ini dilakukan pada 25

kali sudut pandang, dengan total luasan pembacaan 7,95 mm². Dimana untuk setiap sudut pandang dengan luas 0,158 mm². Dari langkah inilah konsentrasi radon dapat dihitung. Perhitungan jejak latar dilakukan pada detektor yang belum terkena paparan partikel alfa.

Perhitungan konsentrasi Radon di dalam Mangkok

Konsentrasi radon di dalam mangkok setelah akhir penyinaran dapat dihitung dengan menggunakan Persamaan 1. berikut ¹⁰:

$$C_{RnM} = \frac{N_t - N_b}{E_f \cdot t} \dots\dots\dots (1)$$

dengan,

- C_{RnM} = Konsentrasi radon di mangkok (Bq/m³)
- N_t = Jumlah jejak total (jejak/ cm²)
- N_b = Jumlah jejak latar (jejak/ cm²)
- E_f = Efisiensi deteksi CR-39 (~0,0033 Jejak. cm⁻²/Bq m⁻³ jam)
- t = Lama waktu paparan (jam)

Perhitungan Laju Lepas Radon

Jika konsentrasi radon di dalam mangkok (C_{RnM}) diketahui, maka laju lepasan radon (ξ) dapat dihitung dengan persamaan (2), (3) dan (4) berikut ¹⁰:

$$C_{RnM} = \frac{\xi \cdot F \int (1 - e^{-\lambda t}) dt}{\lambda \cdot V} \dots\dots\dots (2)$$

maka,

$$\xi = \frac{C_{RnM} \cdot \lambda \cdot V}{T \int_0^T (1 - e^{-\lambda t}) dt} \dots\dots\dots (3)$$

$$\xi = \frac{\lambda \cdot V \cdot C_{RnM}}{F \left[T + \frac{1}{\lambda} e^{-\lambda T} - \frac{1}{\lambda} \right]} \dots\dots\dots (4)$$

dengan,

ξ = Laju lepasan radon dari bahan bangunan (Bq/m² . jam)

λ = konstanta peluruhan radon (per-jam)

V = Volume mangkok (m³)

C_{RnM} = Konsentrasi radon di dalam mangkok (Bq/m³)

T = Waktu pemaparan (jam)

C_{RnM} = Konsentrasi radon di dalam mangkok (Bq/m³)

T = Waktu pemaparan (jam)

IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil bacaan jejak pada detektor CR-39 dari pengukuran berbagai jenis bahan bangunan yaitu granit, batu alam, keramik dan gipsum, dengan menggunakan persamaan (1) dapat diperoleh konsentrasi radon di dalam mangkok dan dengan persamaan 4 dapat dihitung laju lepasan radon dari bahan bangunan tersebut, seperti terdapat pada Tabel 3, 4, 5, dan 6.

Tabel 3. Konsentrasi Radon di dalam mangkok dan laju lepasan Radon yang berasal dari Granit

Jenis Bahan Bangunan	Jumlah Jejak (jejak/7,95 mm ²)	Konsentrasi Radon (Bq/m ³)	Laju Lepasannya Radon (Bq/m ² .jam)
Granit A1	8	34,74	2,15 x 10 ⁻⁵
Granit A2	11	49,63	3,07 x 10 ⁻⁵
rata-rata	9,5	42,19	2,61 x 10 ⁻⁵
SD	2,12	10,53	0,65 x 10 ⁻⁵
Granit B1	11	49,63	3,07 x 10 ⁻⁵
Granit B2	9	39,71	2,45 x 10 ⁻⁵
rata-rata	10	44,67	2,76 x 10 ⁻⁵
SD	1,41	7,019	0,43 x 10 ⁻⁵
Granit C1	36	173,7	10,7 x 10 ⁻⁵
Granit C2	24	114,2	7,05 x 10 ⁻⁵
rata-rata	30	143,9	8,89 x 10 ⁻⁵
SD	8,49	42,11	2,60 x 10 ⁻⁵

Tabel 4. Konsentrasi Radon di dalam mangkok dan laju lepasan Radon yang berasal dari Batu Alam

Jenis Bahan Bangunan	Jumlah Jejak (jejak/7,95 mm ⁻²)	Konsentrasi Radon (Bq/m ³)	Laju Lepasannya Radon (Bq/m ² .jam)
Batu alam A1	46	223,3	13,8 x 10 ⁻⁵
Batu alam A2	39	188,6	11,6 x 10 ⁻⁵
rata-rata	42,5	206,0	12,7 x 10 ⁻⁵
SD	4,95	24,57	1,52 x 10 ⁻⁵
Batu alam B1	42	203,5	12,6 x 10 ⁻⁵
Batu alam B2	52	253,1	15,6 x 10 ⁻⁵
rata-rata	47	228,3	14,1 x 10 ⁻⁵
SD	7,07	35,09	2,17 x 10 ⁻⁵
Batu alam C1	105	516,2	31,9 x 10 ⁻⁵
Batu alam C2	115	565,8	34,9 x 10 ⁻⁵
rata-rata	110	541,0	33,4 x 10 ⁻⁵
SD	7,07	35,09	2,17 x 10 ⁻⁵

Tabel 5. Konsentrasi Radon di dalam mangkok dan laju lepasan Radon yang berasal dari Keramik

Jenis Bahan Bangunan	Jumlah Jejak (jejak/7,95 mm ⁻²)	Konsentrasi Radon (Bq/m ³)	Laju Lepasannya Radon (Bq/m ² .jam)
Keramik A1	35	168,7	10,4 x 10 ⁻⁵
Keramik A2	14	64,52	3,98 x 10 ⁻⁵
rata-rata	24,5	116,6	7,20 x 10 ⁻⁵
SD	14,85	73,70	4,55 x 10 ⁻⁵
Keramik B1	20	94,30	5,82 x 10 ⁻⁵
Keramik B2	15	69,48	4,29 x 10 ⁻⁵
rata-rata	17,5	81,89	5,06 x 10 ⁻⁵
SD	3,54	17,55	1,08 x 10 ⁻⁵
Keramik C1	9	39,71	2,45 x 10 ⁻⁵
Keramik C2	17	79,41	4,90 x 10 ⁻⁵
rata-rata	13	59,56	3,68 x 10 ⁻⁵
SD	5,66	28,08	1,73 x 10 ⁻⁵

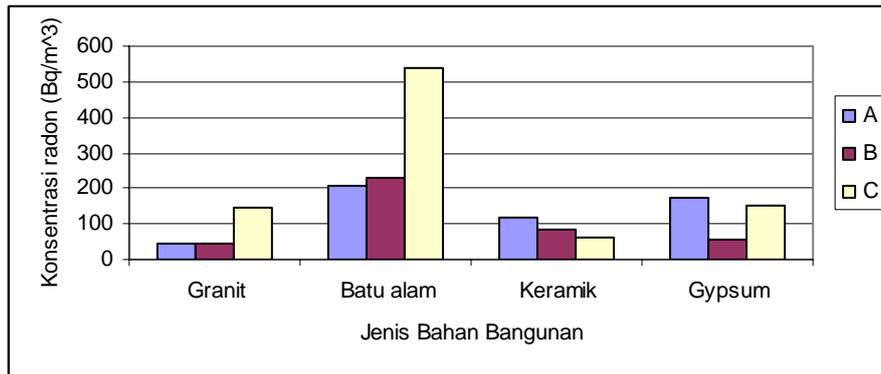
Tabel 6. Konsentrasi Radon di dalam mangkok dan laju lepasan Radon yang berasal dari Papan Gypsum

Jenis Bahan Bangunan	Jumlah Jejak (jejak/7,95 mm ⁻²)	Konsentrasi Radon (Bq/m ³)	Laju Lepasannya Radon (Bq/m ² .jam)
Gypsum A1	39	188,6	11,6 x 10 ⁻⁵
Gypsum A2	34	163,8	10,1 x 10 ⁻⁵
rata-rata	36,5	176,2	10,9 x 10 ⁻⁵
SD	3,54	17,55	1,08 x 10 ⁻⁵
Gypsum B1	14	64,52	3,98 x 10 ⁻⁵
Gypsum B2	11	49,63	3,07 x 10 ⁻⁵
rata-rata	12,5	57,08	3,53 x 10 ⁻⁵
SD	2,12	10,53	0,65 x 10 ⁻⁵
Gypsum C1	27	129,0	7,97 x 10 ⁻⁵
Gypsum C2	36	173,7	10,7 x 10 ⁻⁵
rata-rata	31,5	151,4	9,35 x 10 ⁻⁵
SD	6,36	31,59	1,95 x 10 ⁻⁵

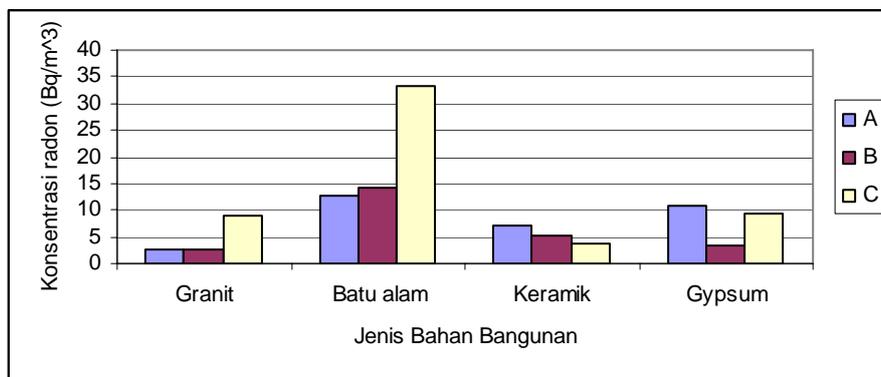
Berdasarkan data di atas, di dapat konsentrasi radon rata-rata di dalam mangkok yang berasal dari granit berkisar antara $42,19 \pm 10,53$ sampai $143,9 \pm 42,11$ Bq/m⁻³; batu alam berkisar antara $206,0 \pm 24,57$ sampai $541,0 \pm 31,09$ Bq/m⁻³; keramik berkisar antara $59,56 \pm 28,08$ sampai $116,6 \pm 73,7$ Bq/m⁻³; dan papan gypsum berkisar antara $57,08 \pm 12,53$ sampai $176,2 \pm 17,55$ Bq/m⁻³. Sedangkan laju lepasan radon masing-masing adalah granit berkisar antara $2,61 \pm 0,65 \times 10^{-5}$

sampai $8,89 \pm 2,60 \times 10^{-5}$ Bq/m².jam ; batu alam berkisar antara $12,7 \pm 1,52 \times 10^{-5}$ sampai $33,4 \pm 2,17 \times 10^{-5}$ Bq/m².jam ; keramik berkisar antara $3,68 \pm 1,73 \times 10^{-5}$ sampai $7,2 \pm 4,55 \times 10^{-5}$ Bq/m².jam ; dan papan gypsum berkisar antara $3,53 \pm 0,65 \times 10^{-5}$ sampai $10,9 \pm 1,08 \times 10^{-5}$ Bq/m².jam ;

Pada Gambar 2 dan 3 dapat dilihat grafik perbedaan konsentrasi dan laju lepasan untuk masing-masing bahan bangunan.



Gambar 2. Grafik perbedaan konsentrasi radon dari 4 jenis bahan bangunan.



Gambar 3. Grafik laju lepasan radon dari 4 jenis bahan bangunan

Ini berarti konsentrasi dan laju lepasan radon tertinggi berasal dari batu alam dan terendah berasal dari granit. Walaupun secara teori diketahui bahwa batu granit serta gipsium yang berasal dari pengolahan limbah fosfat mengandung uranium dengan kadar yang cukup tinggi.

Hal ini kemungkinan disebabkan karena perbedaan fisik dari masing-masing permukaan bahan bangunan tersebut. Berdasarkan hasil penelitian sebelumnya diketahui bahwa laju lepasan radon salah satunya dipengaruhi oleh porositas dan kerapatan bahan. Dimana, plester dan cat pada permukaan dinding dapat

menurunkan laju lepasan radon antara 38 % sampai 72 % karena porositas permukaan mengecil².

Batu alam berasal dari pemahatan langsung tanpa polesan pengolahan pabrik sehingga memiliki permukaan yang kasar dengan pori-pori yang terbuka. Sedangkan granit dan keramik memiliki permukaan yang licin, karena sebelum dipasarkan telah mengalami polesan pengolahan pabrik terlebih dahulu. Berarti dapat dikatakan, batu alam memiliki porositas yang tinggi dengan kerapatan rendah, sebaliknya pada granit dan keramik memiliki porositas rendah dengan

kerapatan tinggi, meskipun tidak dilakukan pengukuran porositas pada masing-masing sampel. Hal ini memungkinkan gas radon yang dapat berdifusi dari batu alam ke udara bebas lebih tinggi. Sehingga laju lepasan radon pada batu alam relatif lebih tinggi dibandingkan pada granit ataupun keramik¹¹.

Selain itu penyebab konsentrasi radon dari batu alam ini lebih tinggi karena berasal dari penambangan langsung pada bukit batu alam di daerah Jawa Tengah. Telah diketahui bahwa batuan yang berasal dari kerak bumi mengandung uranium. Sedangkan granit yang terdapat di pasaran tidak sama dengan granit alam yang berasal dari penambangan langsung, melainkan telah dicampur dengan berbagai macam campuran bahan lainnya dengan komposisi tertentu. Sehingga kandungan granit alam yang terdapat dalam granit polesan ini diduga sangat kecil³.

Demikian halnya untuk papan gipsium, laju lepasan gas radon dari papan gipsium relatif tinggi, pelapisan dengan cat atau *wallpaper* menyebabkan gas radon tidak memberikan kontribusi yang besar di dalam ruangan. Berarti *wallpaper* yang terdapat pada bagian luar atau yang melapisi papan gipsium inilah berkemungkinan yang dapat menghambat laju lepasan dari bahan gipsium tersebut.

Sehingga kontribusi gas radonnya lebih rendah.

V. KESIMPULAN

1. Laju lepasan radon tertinggi berasal dari bahan bangunan batu alam dan yang terendah berasal dari batuan granit.
2. Laju lepasan radon dipengaruhi oleh porositas dan kerapatan bahan bangunan. Batu alam memiliki porositas yang tinggi dengan kerapatan rendah dibanding granit dan keramik.
3. Pemakaian atau pelapisan papan gypsum dengan menggunakan karton tebal dapat menghambat laju lepasan radon dari papan gypsum ke udara, sehingga laju lepasan gas radon yang berasal dari papan gypsum ini menjadi rendah.
4. Hasil pengukuran konsentrasi dan laju lepasan radon dari bahan bangunan, dapat digunakan untuk memperkirakan konsentrasi radon pada suatu ruangan serta memperkirakan dosis internal radon pada ruangan tersebut.

DAFTAR PUSTAKA

1. JARAD. ABU. F, FREMLIM. J.H. and BULL. R., 1980, A Study of Radon Emitted from Building Materials Using

- Plastick Detector, Phys. Med. Bio. Vol. 25, No. 4. p. 683-694.
2. TSO, MAN-YIN W., NG. CHOR-YI, LEUNG, JOHN K. C., 1994, Radon Release from Building Materials in Hong Kong, Health Physics Society, p. 378-384.
 3. COLLE, R., RUBIN, R. J., AB, L. I. And HUTCHINSON, J. M. R., 1981, Radon Transport through and Exhalation from Building Materials : A Review and Assessment, Department of Commerce, Malcolm Baldrige Secretary, National Bureau of Standards Washington. DC.
 4. LETTNER, H. STEINHAUSLER, F., 1988, Radon Exhalation of Waste Gypsum Recycled as Building Material, Radiation Protection Dosimetry, Vol. 24, No 1-4, p. 415-417, Nuclear Technology Publishing.
 5. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, April 1996, Radiation Safety, IAEA Report No. 96-00725 IAEA/PI/A47E.
 6. STANDEN. E., 1988, Building Materials as a Sources of Indoor Radon: in Radon and its Decay Products in Indoor Air, eds. Nazaroff and Nero Jr. (editor), John Wiley and Sons, New York.
 7. SOFYAN, HASNEL, 1988, Mewaspadai Gas Radon, Buletin ALARA 1 (3), PSPKR, BATAN, Jakarta, hal. 17-24.
 8. FEWS, A. PETER, DENNIS L. HENSHAW, 1982, High Resolution Alpha Particle Spectroscopy Using CR-39 Plastic Track Detector, Nuclear Instrument and Methods, Nort Holand Publishing Company.
 9. BUNAWAS, EMLINARTI, MINARNI A., 1996, Penentuan Laju Lepas Radon dari Bahan Bangunan Menggunakan Metode Pasif dengan Detektor Jejak Nuklir, Prosiding PIKRL, BATAN, Jakarta, Hal. 16-21.
 10. MONNIN. M., 1978, Track Formation Principles and Applications, form Idea Applications, IAEA Publication.
 11. FOLKERTS, K.H., KELER, G., MUTH, H., 1984, Experimental Investigations on Diffusion and Exhalation of ^{222}Rn and ^{220}Ra from Building Materials. Radiation Protection Dosimetry Vol. 7. No. 1-4, p. 41-44.

PENENTUAN SUHU RUANG UNTUK PENEMPATAN DOSE CALIBRATOR

Holnisar, Rosdiani dan Wijono

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi – BATAN

ABSTRAK

PENENTUAN SUHU RUANG UNTUK MENEMPATKAN DOSE CALIBRATOR. Telah dilakukan penentuan suhu ruang untuk menempatkan Dose Calibrator agar keluaran Dose Calibrator tepat. Penentuan suhu ruang diperoleh melalui pengukuran latar belakang Dose Calibrator yang berupa *noise* elektronik untuk variasi suhu antara 24 °C sampai 27 °C dengan interval 0,5 °C dan pengujian ketidakstabilan hasil pengukuran latar belakang dengan metode Chi-Square. Dari hasil pengukuran latar belakang suhu ruang yang diperoleh untuk menempatkan Dose Calibrator untuk variasi suhu ruang 24 °C sampai 27 °C adalah 0,000 μ Ci – 6,361 μ Ci. Sedangkan dari hasil pengujian ketidakstabilan dengan metode Chi-Square untuk variasi suhu ruang antara 24 °C sampai 27 °C diperoleh nilai ketidakstabilan 0 – 0,514. Karena batas yang diijinkan untuk hasil pengukuran latar belakang dan hasil pengujian bacaan latar belakang untuk tingkat kepercayaan 95 % adalah berturut-turut 1,000 μ Ci dan 6,571-23,685 maka dapat disimpulkan bahwa suhu ruang yang tepat untuk menempatkan Dose Calibrator adalah 25°C.

Kata Kunci: *Dose Calibrator, metode Chi Square, noise*

ABSTRACT

DETERMINATION OF ROOM TEMPERATURE TO PLACE THE DOSE CALIBRATOR. Determination of room temperature to obtain the output of Dose Calibrator precisely has been carried out. Determination of room temperature was obtained by measuring background of dose calibrator or electronic noise for varied temperatures between 24 °C and 27 °C with 0.5 °C interval and instability test of background measurement result using Chi-Square method. From background measurement results room temperatures obtained to place Dose Calibrator for varied temperatures between 24 °C and 27 °C were 0.000 μ Ci – 6.361 μ Ci. Meanwhile, from instability test result using Chi Square method the test values obtained for varied temperatures between 24 °C and 27 °C were 0.000 – 0.514. Because permitted level for background measurement and background test results at 95 % confidence level successively were 1.000 μ Ci and 6.571 -23.685 so it could be concluded that precise room temperature to place Dose calibrator was 25 °C.

Key words: *Dose Calibrator, Chi Square method, noise*

I. PENDAHULUAN

Keberhasilan suatu diagnosis maupun terapi di bidang kedokteran nuklir sangat bergantung pada sumber daya manusia,

prosedur teknis pengoperasian dan jaminan kualitas atas kehandalan alat ukur radiasi yang digunakan. Salah satu alat ukur radiasi

yang banyak digunakan di bidang kedokteran nuklir adalah *dose calibrator*.

Untuk menjamin kebenaran nilai keluaran yang dihasilkan alat ukur ini, maka alat ukur ini wajib dikalibrasi secara berkala dan ditempatkan pada suhu ruang yang tepat. Meskipun menurut buku manual *Dose Calibrator* dapat dioperasikan pada temperatur 10 °C – 30 °C tetapi pada kenyataannya kemampuan ini perlu diuji kembali. Hal ini mengingat bertambahnya usia penggunaan alat ukur ini akan mempengaruhi kemampuan ukurnya. Kemampuan ukur alat ini rentan terhadap kenaikan suhu karena kenaikan suhu ini dapat mempengaruhi komponen-komponen elektronik di dalamnya dan akan menyebabkan timbulnya noise elektronik yang tidak diinginkan. Walaupun adanya noise yang tidak diinginkan ini dapat dimanfaatkan untuk menentukan suhu ruang yang tepat untuk penempatan *Dose Calibrator* akan tetapi noise elektronik yang dihasilkan juga tidak boleh melebihi batas yang diperkenankan yaitu 1,000 μCi .

Untuk menghasilkan data ukur yang tepat keluaran noise elektronik yang dihasilkannya juga harus diuji ketidakstabilan atau fluktuasi dari keluarannya. Keluaran ini dikatakan stabil apabila nilai ketidakstabilan yang diperoleh dengan metode chi square untuk setiap suhu

ruang masih lebih kecil dari batas yang diperkenankan untuk tingkat kepercayaan 95 % yaitu 6,571-23,685. Hasil uji ketidakstabilan alat ukur ini akan digunakan untuk menentukan dapat tidaknya alat ukur ini digunakan ketika ditempatkan pada suhu ruang yang telah ditentukan.

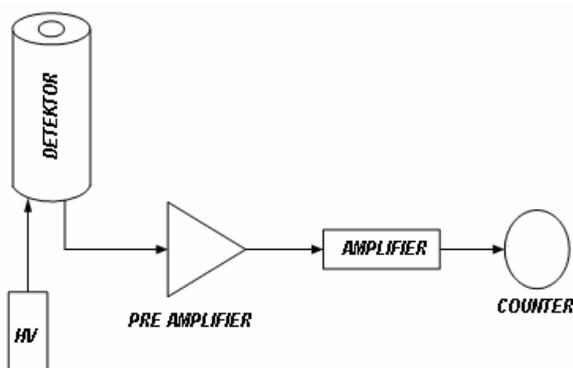
Tujuan dari pengukuran ini adalah untuk menentukan batasan suhu ruang yang tepat untuk melakukan pengukuran dengan menggunakan *Dose Calibrator*. Dengan diketahuinya suhu yang tepat diharapkan alat ukur ini mempunyai keluaran yang stabil dengan noise elektronik yang rendah sehingga selain kesalahan hasil pengukuran dapat diminimalisasi maka usia penggunaan alat ukur ini dapat lebih panjang.

Dalam makalah ini akan dibahas hasil pengukuran latar belakang atau *background* yang berupa noise elektronik dari dose calibrator yang ditempatkan dalam ruang yang mempunyai suhu antara 24°C hingga 27°C dengan rentang perubahan suhu 0,5°C. Selain itu juga akan dibahas hasil uji ketidakstabilan dari hasil pengukuran noise elektroniknya.

II. TATA KERJA

Suhu ruang yang tepat untuk menempatkan dose calibrator dapat diperoleh melalui pengamatan pengaruh suhu ruang terhadap keluaran *Dose Calibrator* yaitu

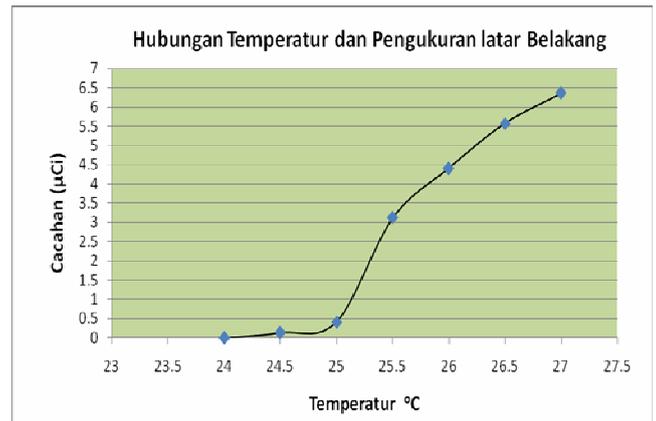
dengan melakukan pengukuran latar belakang pada kondisi suhu ruang yang berbeda. Untuk setiap suhu yang diberikan pencacahan dilakukan sebanyak 15 kali dengan menggunakan skala *Dose Calibrator* dalam orde mikro curie. Skala ini digunakan karena lebih sensitif terhadap perubahan suhu. Dalam pengukuran ini suhu yang diberikan adalah 24°C hingga 27°C dengan rentang perubahan suhu 0,5 °C. *Dose Calibrator* yang digunakan untuk pengukuran dapat dilihat Gambar 1.



Gambar 1. Ilustrasi system pencacah *Dose Calibrator*

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil pengukuran latar belakang atau *background* yang berupa *noise* elektronik dari *Dose Calibrator* pada suhu 24°C hingga 27°C dengan rentang perubahan suhu 0,5 °C. digambarkan dengan grafik yang menghubungkan antara temperatur dan bacaan latar belakang seperti terlihat pada Gambar 2. di bawah ini.



Gambar 2. Hasil pengukuran latar belakang *Dose Calibrator* dengan variasi suhu

Dari grafik di atas terlihat bahwa kenaikan bacaan latar belakang yang tidak terlalu besar mulai terjadi pada suhu ruang 24,5 °C sampai pada suhu ruang 25,0 °C. Pada suhu di atas 25,5°C terjadi kenaikan bacaan latar belakang yang melebihi nilai 1 µCi. Untuk memperoleh suhu ruang yang lebih tepat maka bacaan latar belakang ini diuji ketidastabilannya dengan metode *Chi-Square* dan hasil yang diperoleh dapat dilihat pada Tabel 1.

Tabel 1. Data hasil pengujian bacaan latar belakang dengan metode *Chi-Square*.

Suhu ruang (°C)	Hasil Uji
24,0	0,000
24,5	0,514
25,0	0,274
25,5	0,059
26,0	0,071
26,5	0,042
27,0	0,056

Dari hasil pengujian bacaan latar belakang terlihat bahwa nilai ketidakstabilan yang diperoleh untuk setiap suhu ruang masih lebih kecil dari batas yang diperkenankan untuk tingkat kepercayaan 95%. yaitu 6,571 – 23,685 Meskipun menurut buku manual *Dose Calibrator* ini dapat dioperasikan pada suhu ruang 10 °C – 30 °C akan tetapi berdasarkan hasil pengukuran latar belakang dan hasil pengujian ketidakstabilannya maka *Dose Calibrator* hanya dapat dioperasikan di dalam ruang yang mempunyai suhu 25 °C . Hal ini karena bacaan latar belakang atau *noise* elektronik yang dihasilkan dari pengukuran latar belakang di bawah 1,000 μCi . Sedangkan untuk ruang dengan suhu di atas 25,5 °C tidak dapat digunakan untuk menempatkan *Dose Calibrator* karena bacaan latar belakang atau *noise* elektronik yang dihasilkan dari pengukuran latar belakang ini melebihi 1,000 μCi meskipun nilai hasil pengujian ketidakstabilannya cukup baik yaitu 0 – 0,514 dan berada dalam batas yang diperkenankan

IV. KESIMPULAN

Dari hasil pengukuran latar belakang dan pengujian ketidakstabilan hasil pengukuran dengan metode *Chi Square* dapat disimpulkan bahwa *Dose Calibrator* ini mempunyai kinerja yang masih baik dan dapat dioperasikan di dalam ruang yang mempunyai suhu ruang 25 °C . Hal ini karena pada suhu ini nilai pengukuran latar belakang

yang berupa *noise* elektronik yang dihasilkan di bawah 1,000 μCi dan hasil pengujian ketidakstabilannya .di bawah batas yang diperkenankan yaitu 0 – 0,514.

DAFTAR PUSTAKA

1. NAZAROH, JUITA, E., HOLNISAR dan WIJONO, Observasi Kinerja *Dose Calibrator* Milik Rumah Sakit dan Pentingnya Ketertelusuran, Pertemuan dan Presentasi Ilmiah Standardisasi dan Jaminan Mutu, BSN, Jakarta, November 2005.
2. Manual *Dose Calibrator* Mark VI Part Number 34 – 16, tahun 2009.
3. Prosedur Perawatan Instrumentasi Nuklir, PUSDIKLAT – BATAN 2006.

TANYA JAWAB :

1. Penanya : Sugino (Pusdiklat-BATAN)

Pertanyaan :

1. Pada hasil dan pembahasan kurva temperatur vs cacahan jika keluaran aktivitas maka cacahan diganti dengan aktivitas?
2. Yang sangat dominan dipengaruhi oleh suhu itu apanya?.

Jawaban : Holnisar

1. Dalam pengukuran ini nilai yang diukur adalah *noise* yang di hasil alat dan keterangan tampilan pada *counter* adalah aktivitas (curie), jadi bentuk penulisannya cacahan.
2. Yang dominan dipengaruhi oleh suhu adalah komponen – komponen elektronik dari *dose calibrator*.

PENGUKURAN DOSIS RADIASI LATAR DI PTKMR – BATAN
MENGUNAKAN TLD CaSO₄:Dy

Rofiq Syaifudin

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi – BATAN

ABSTRAK

PENGUKURAN DOSIS RADIASI LATAR DI PTKMR – BATAN MENGGUNAKAN TLD CaSO₄:Dy. Telah dilakukan pengukuran dosis radiasi latar menggunakan dosimeter termoluminansi (TLD) CaSO₄:Dy selama enam bulan. TLD yang sudah dianil (*anneal*) dimasukkan pada badge dan disimpan di dalam ruang yang bebas dari pengaruh medan radiasi. Pembacaan tanggapan dan analisis dosis dilakukan setiap bulan. Hasil pengukuran menunjukkan terjadinya akumulasi dosis untuk satu bulan sebesar 0,113 mSv dan 0,334 mSv untuk enam bulan. Rata-rata kenaikan dosis tiap bulannya 0,04 mSv. Kenaikan penerimaan dosis radiasi relatif linier setiap bulannya. Hasil pengukuran dosis radiasi latar ini akan digunakan sebagai dosis kontrol yaitu faktor pengurang pada perhitungan atau analisis dosis radiasi perorangan yang menggunakan TLD CaSO₄:Dy.

Kata kunci : TLD, CaSO₄:Dy, radiasi latar, dosis kontrol

ABSTRACT

BACKGROUND RADIATION DOSE MEASUREMENT IN THE PTKMR-BATAN USING TLD CaSO₄:Dy. Measurement of background radiation dose by using CaSO₄:Dy thermoluminescence dosimeter (TLD) for six months has been carried out. Annealed TLDs were inserted into the badge and placed in a room that was far away from radiation field effect. Readout of response and analysis of accepted dose were carried out every month. The results showed that the accumulation of accepted dose happened was 0.113 mSv for a month and 0.334 mSv for 6 months. The average of increasing dose per month was 0.04 mSv, The increase of radiation dose received was linear for every month. This measurement result of background radiation dose will be used as control dose which is as a reduction factor in the dose calculation or in the analysis of CaSO₄:Dy personal dosimeter.

Key words : TLD, CaSO₄:Dy, background radiation, control doses.

I. PENDAHULUAN

Berdasarkan pada proses terbentuknya zat radioaktif, sumber radiasi yang berada di lingkungan dapat dikelompokkan menjadi dua yaitu sumber radiasi alam dan sumber radiasi buatan. Bahan-bahan radioaktif alam dapat berperan sebagai sumber radiasi latar yang sudah ada sejak alam ini terbentuk. Secara

garis besar radiasi alam dapat dikelompokkan menjadi dua bagian yang bergantung pada asal sumbernya yaitu radiasi terestrial (berasal dari permukaan bumi) dan radiasi ekstra terestrial (berasal dari angkasa luar). Radiasi dari angkasa luar yang diketahui adalah sinar kosmik, sedang radiasi alam yang berasal dari permukaan bumi berasal dari bahan-bahan

radioaktif alam yang disebut radiasi primordial yang dapat ditemukan dalam lapisan tanah atau batuan, air, serta udara. Radiasi yang dipancarkan oleh radiasi primordial disebut radiasi terestrial.

Radiasi yang dipancarkan oleh sumber radiasi alam disebut juga sebagai radiasi latar belakang. Radiasi ini setiap harinya memajan manusia dan merupakan radiasi terbesar yang diterima oleh manusia yang tidak bekerja di tempat yang menggunakan radioaktif atau yang tidak menerima radiasi berkaitan dengan kedokteran atau kesehatan. Hampir semua yang ada di alam mempunyai sejumlah kecil radioaktivitas alam. Sistem metabolisme tubuh mempunyai kemampuan untuk mentoleransi pajanan radiasi dan radioaktivitas yang ada di alam. Tetapi aktivitas beberapa industri yang menggunakan sumber alam dapat meningkatkan tingkat pajanan radiasi dan radioaktivitas alam mendekati batas yang berpotensi risiko kesehatan pada manusia dan lingkungan, bila tidak dikontrol¹.

Radiasi yang diterima tubuh manusia dapat berasal dari sumber eksternal maupun internal. Sumber eksternal adalah sumber yang berasal dari luar tubuh manusia yaitu berasal dari angkasa luar atau radiasi kosmik serta radiasi dari lingkungan sekitar. Radiasi kosmik total yang diterima manusia setiap tahunnya sebesar 0,4 mSv atau sekitar 16%

dari total radiasi latar yang dapat diterima manusia yaitu sebesar 2 mSv/tahun².

Untuk mengukur besarnya radiasi alam dapat dilakukan dengan dua cara yaitu secara langsung dan tidak langsung. Pengukuran tingkat radiasi secara langsung dapat dilakukan menggunakan survey meter atau dosimeter yang dapat secara langsung menunjukkan besarnya dosis radiasi seketika misalnya dosimeter saku. Sedangkan pengukuran dosis radiasi secara tidak langsung dapat dilakukan dengan menggunakan dosimeter sejenis misalnya dosimeter film dan dosimeter termoluminansi (TLD).

Pada makalah ini disajikan hasil pengukuran dosis radiasi latar menggunakan dosimeter termoluminansi (TLD) CaSO₄:Dy selama jangka waktu 6 (enam) bulan. TLD jenis ini mulai digunakan sebagai dosimeter perorangan di Indonesia pada pertengahan 2003 dan saat ini pemanfaatannya telah digunakan di berbagai bidang industri, rumah sakit dan laboratorium klinik. Dosis radiasi yang diperoleh dari pengukuran ini nantinya akan dijadikan sebagai dosis kontrol dalam evaluasi dosis perorangan. Anggapan selama ini bahwa penggunaan TLD tidak diperlukan kontrol ternyata juga kurang tepat karena pada kenyataannya radiasi latar pada suatu daerah tidak selalu sama dengan daerah lainnya. Hal ini diketahui dari hasil evaluasi

dosir radiasi yang telah dilakukan selama ini. Meskipun TLD tidak sensitif terhadap faktor-faktor lingkungan namun radiasi latar dari sumber-sumber radiasi alamiah dapat memberikan kontribusi terhadap total bacaan tanggapan TLD terhadap radiasi yang diterimanya. Saat ini dosis radiasi latar digunakan dalam evaluasi dosis radiasi perorangan, yang dilakukan dengan mengurangi bacaan dosis total TLD terhadap bacaan dosis latar. Dengan diketahuinya dosis latar atau kontrol maka dapat dihitung besarnya dosis radiasi yang diterima pekerja radiasi (*occupational dose*) pada periode penggunaan yang sama.

II. TEORI

TLD yang digunakan dalam penelitian ini adalah TLD $\text{CaSO}_4:\text{Dy}$ yang merupakan produk dari BARC (*Bhaba Atomic Research Centre*) India. *Holder/badge* dibuat dari bahan plastik yang dipadukan dengan kombinasi filter logam (Al 1mm + Cu 0,9mm) untuk mereduksi energi foton³. $\text{CaSO}_4:\text{Dy}$ merupakan bahan TL (fosfor) yang berupa kristal CaSO_4 dengan ketidakmurnian Dy (disprosium). Ketidakmurnian tersebut berfungsi sebagai perangkap bagi elektron atau sebagai pusat luminesensi.

Pada saat membaca tanggapan, dosimeter dipanaskan dengan alat baca termoluminesensi (TLD reader), sebagai

akibat penambahan energi panas, elektron dalam perangkap tereksitasi ke tingkat energi yang lebih tinggi (ke pita konduksi), sebagian elektron dalam pita konduksi akan terperangkap kembali namun sebagian akan turun ke tingkat energi yang lebih rendah (misalnya bergabung dengan pusat luminesen) sehingga terjadi pancaran cahaya tampak (*visible light*). Cahaya tampak ini ditangkap oleh tabung pengganda cahaya (PMT) yang menghasilkan keluaran dalam bentuk jumlah muatan listrik. Dengan menganggap bahwa kuantitas intensitas cahaya yang dipancarkan dalam proses pembacaan sebanding dengan penyerapan energi oleh bahan TL. Plot intensitas cahaya yang teremisi terhadap suhu pemanasan dinamakan kurva pancar (*glow curve*). Laju pemanasan pada saat suhu yang menyebabkan terjadinya emisi cahaya maksimum dinamakan suhu puncak kurva (*glow peak temperature*). Sehingga perhitungan atau estimasi pajanan radiasi didasarkan pada tingginya kurva pancar (metode diferensial) atau juga dari luasan area pada kurva pancar (metode integral)⁴.

Kalibrasi TLD dilakukan dengan menggunakan faktor kalibrasi yang dimasukkan secara manual saat awal pemakaian. Faktor kalibrasi diperoleh dari beberapa TLD yang disinari menggunakan sumber standar pada dosis 5 mSv. Pada saat

pembacaan tanggapan TLD ini dilakukan pengaturan tegangan kerja EHT (900 – 1000V) untuk mendapatkan penguatan PMT. Dari bacaan beberapa TLD kalibrasi dan setelah pengaturan EHT ditentukan nilai yang mendekati nilai dosis standar 5 mSv. Pengaturan ini sebenarnya adalah untuk mendapatkan nilai konversi tanggapan atau bacaan intensitas TL proporsional terhadap dosis yaitu setiap 1 (satu) cacahan sama dengan 1 μ Sv (1 *count* = 1 μ Sv). Nilai dosis ini kemudian dijadikan sebagai dosis acuan alat untuk perhitungan dosis pada pembacaan TLD berikutnya^{3,4}.

Dari hasil penelitian dan pengujian pada alat ini telah dibuat bahwa intensitas cahaya atau tanggapan akan sebanding dengan besarnya radiasi yang diterima, maka perhitungan dosis menjadi sangat mudah yaitu^{3,4}:

$$\text{Dosis foton} = D1' \dots\dots\dots (1)$$

dengan D1 adalah posisi *Disc* 1 pada kartu TLD CaSO₄:Dy yang energi fotonnya akan diserap. Sedangkan untuk menghitung dosis karena kerja dengan radiasi, dosis foton = D1', dengan D1' adalah tanggapan pada D1 dikurangi dengan bacaan kontrol.

III. TATA KERJA

Langkah pertama yang dilakukan yaitu menyiapkan TLD CaSO₄:Dy dari *batch* yang sama. TLD dibersihkan dari kotoran

yang mungkin melekat dengan cara direndam dalam cairan aseton selama sekitar 1 jam. TLD kemudian ditiriskan pada baki dan didiamkan satu malam. Selanjutnya dilakukan proses anil (*anneal*) dengan memanaskan TLD, dengan maksud untuk menghilangkan sisa elektron atau energi radiasi yang mungkin masih ada dalam perangkat elektron. Proses anil dilakukan selama sekitar tiga jam pada suhu 230°C menggunakan oven Binder tipe ED 53 buatan Jerman. Pemanasan akan berhenti dengan sendirinya apabila sudah tercapai setelan waktu yang ditentukan. TLD yang masih panas setelah anil selesai didiamkan agar dingin dengan sendirinya.

Langkah kedua menyiapkan tigapuluh buah TLD beserta *badge* atau *holder* yang merupakan satu paket TLD *badge*. TLD *badge* kemudian diletakkan atau disimpan pada suatu tempat dan ruangan yang terbebas dari medan radiasi. Penempatan TLD ini diatur untuk jangka waktu enam bulan. Setiap bulan diambil lima buah TLD untuk dilakukan pembacaan dan dianalisis, sehingga diperoleh data pengukuran dosis latar belakang atau kontrol dari satu hingga enam bulan.

Langkah ketiga yaitu membaca dan menganalisis dosis menggunakan alat baca *semi automatic* TLD Reader tipe TL 1010 buatan Nucleonix - India. Alat ini akan membaca intensitas TL terhadap suhu

pemanasan 285°C – 187°C. Intensitas TL yang dihasilkan berupa cacahan tanggapan (respon). Hasil bacaan respon yang diperoleh selanjutnya dianalisis untuk diketahui dosisnya. Penghitungan dosis dilakukan langsung menggunakan Persamaan 1 dari piranti lunak TLD reader TL 1010.

IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

Pada penelitian pengukuran dosis radiasi latar sebagai kontrol ini, TLD *badge* ditempatkan dalam ruang kerja di lantai dua salah satu bangunan di PTKMR (Gedung B) dengan kondisi ruangan normal untuk bekerja. Suhu ruangan berada pada kisaran 22°C ~ 24°C saat pengkondisi ruangan (AC) dinyalakan, jika tanpa menyalakan AC suhu ruangan pada kisaran 24°C ~ 27°C. Kelembaban relatif (RH) pada kisaran 60 ~ 70 % normal. Penempatan TLD *badge* mulai dilakukan pada 13 November 2008. Kelembaban relatif terukur antara Januari ~ Februari 2009 relatif tinggi mencapai 80% dan suhu berada di bawah nilai rata-rata bulan lainnya. Kondisi ini mungkin disebabkan karena curah hujan pada bulan tersebut tinggi sehingga uap air yang terkandung di udara tinggi. Namun demikian secara umum hasil yang diperoleh tidak menunjukkan anomali pada saat evaluasi dosis pada bulan bersangkutan.

Pembacaan dan analisis dilakukan setiap bulan dengan pengambilan sampel secara acak lima buah. Karena sudah dipastikan dosimeter berasal dari *batch* yang sama dan perlakuan yang sama saat preparasi maka saat pengambilan sampel tanpa ada pemilahan. Setelah dilakukan pembacaan kemudian dianalisis dosisnya menggunakan Persamaan (1) yang hasilnya ditunjukkan pada Tabel 1.

Hasil pengukuran dosis radiasi latar ini akan dijadikan sebagai dosis kontrol yaitu pengurang pada perhitungan atau evaluasi dosis radiasi dengan TLD CaSO₄:Dy yang digunakan oleh PTKMR dalam layanan pemantauan dosis radiasi perorangan. Namun demikian dosis kontrol ini juga dapat digunakan oleh laboratorium untuk mengevaluasi dosis radiasi yang pada saat pemakaiannya tidak menggunakan TLD kontrol, yang tentunya memperhatikan batas-batas normal radiasi latar yang umum terukur pada daerah tersebut dan juga kebijaksanaan aturan laboratorium yang disepakati sehingga hasil evaluasi tidak merugikan instansi pemakai TLD tersebut. Karena dalam kenyataan di lapangan hal yang demikian pasti terjadi yaitu apabila instansi bersangkutan tidak menyertakan TLD kontrol saat analisis atau mungkin karena sengaja tidak memakai TLD kontrol.

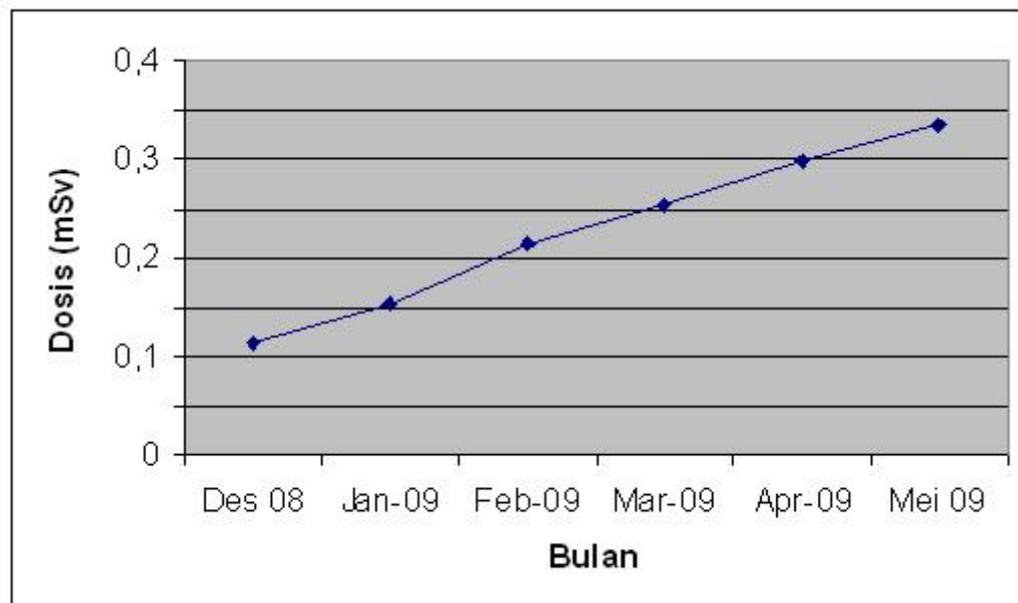
Tabel 1. Hasil analisis penerimaan dosis dosimeter perorangan CaSO₄:Dy

TLD	Dosis (mSv)					
	Des 2008	Jan 2009	Feb 2009	Mar 2009	Apr 2009	Mei 2009
Ke-1	0,113	0,170	0,218	0,248	0,294	0,348
Ke-2	0,118	0,147	0,198	0,266	0,289	0,289
Ke-3	0,117	0,141	0,198	0,244	0,313	0,354
Ke-4	0,102	0,140	0,226	0,265	0,315	0,349
Ke-5	0,116	0,166	0,225	0,242	0,280	0,329
Rata-rata	0,113	0,153	0,213	0,253	0,298	0,334
Simpangan (%)	0,06	1,3	1,3	1,0	1,4	2,4

Dari tabel di atas dapat dilihat bahwa setiap bulan terjadi peningkatan dosis, hal ini membuktikan bahwa akumulasi dosis terjadi dengan semakin bertambahnya waktu. Setiap bulan akan terjadi penambahan dosis antara 0,04 – 0,06 mSv, akumulasi penerimaan dosis tertinggi terjadi pada Februari 2009 yaitu 0,06 mSv sedangkan rata-rata akumulasi dosis sekitar 0,04 mSv. Kelembaban relatif yang tinggi pada Januari – Februari 2009 tidak menunjukkan perbedaan yang signifikan terhadap penerimaan dosis sehingga dapat

dikatakan bahwa perbedaan suhu dan kelembaban tidak berpengaruh terhadap hasil bacaan.

Secara grafik, kecenderungan kenaikan penerimaan dosis dapat dilihat pada Gambar 1. Dari grafik dapat dilihat pula bahwa kenaikan penerimaan dosis radiasi relatif linier setiap bulannya. Linieritas grafik ini juga membuktikan bahwa dosimeter CaSO₄:Dy ini cukup baik untuk digunakan sebagai dosimeter radiasi perorangan.



Gambar 1. Grafik penerimaan dosis dosimeter perorangan CaSO₄:Dy

V. KESIMPULAN

Berdasarkan hasil pengukuran dapat dikatakan bahwa kemampuan TLD CaSO₄:Dy relatif baik dalam merespon dosis radiasi latar. Radiasi latar yang diukur menggunakan dosimeter ini selama enam bulan menunjukkan akumulasi penerimaan dosis radiasi latar yang relatif linier. Hal ini ditunjukkan dengan penerimaan dosis yang cukup sebanding tiap bulannya yaitu antara 0,04 – 0,06 mSv dengan rata-rata akumulasi dosis sekitar 0,04 mSv. Perubahan suhu dan kelembaban pada ruang TLD ditempatkan tidak menunjukkan fluktuasi yang signifikan terhadap penerimaan dosis radiasi latar yang terukur.

Dengan diperolehnya hasil penelitian ini maka dosis radiasi latar yang diperoleh

selanjutnya akan dijadikan sebagai dosis kontrol laboratorium untuk mengevaluasi penerimaan dosis pekerja radiasi yaitu sebagai dosis pengurang pada perhitungan atau analisis dosis radiasi yang menggunakan dosimeter CaSO₄:Dy.

PUSTAKA

1. ZUBAIDAH ALATAS, Efek Kesehatan Paparan Radiasi Dosis Rendah. Cermin Dunia Kedokteran No. 154, 2007.
2. ABEL J. GONZALES and JEANE ANDERER, *Radiation versus Radiation: Nuclear Energy in Perspective, A Comparative Analysis of Radiation the Living Environment*. IAEA Bulletin, Vol. 31, No. 2, 1989, Vienna, Austria (1989), pp. 21-22.
3. BHABA ATOMIC RESEARCH CENTRE, *Instruction Manual: TLD Badge Reader*. BARC, Mumbai 2003.

4. BHABA ATOMIC RESEARCH CENTRE, *Instruction Manual: TLD Badge Reader*. BARC, Mumbai 2007.

TANYA JAWAB :

**1. Penanya : Sugino
(Pusdiklat-BATAN)**

Pertanyaan :

1. Berapa rentang dosis yang dapat diukur ?
2. Respon terhadap jenis radiasi apa saja?

Jawaban : Rofiq Syaifudin

1. Rentang ukurnya 50 μ Sv – 5 Sv.
2. Jenis radiasi foton, sinar X dan beta.

PENGARUH VOLUME SAMPEL DALAM WADAH VIAL PADA PENCACAHAN MENGGUNAKAN SPEKTROMETER GAMMA DENGAN DETEKTOR HPGe

Wahyudi, Kusdiana, dan Asep Setiawan

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi – BATAN
Jalan Lebak Bulus Raya No.49, Kotak Pos 7043 JKSKL, Jakarta 12070

ABSTRAK

PENGARUH VOLUME SAMPEL DALAM WADAH VIAL PADA PENCACAHAN MENGGUNAKAN SPEKTROMETER GAMMA DENGAN DETEKTOR HPGe. Telah dilakukan penelitian tentang pengaruh volume sampel dalam wadah vial diameter dalam 57 mm pada pencacahan menggunakan spektrometer gamma dengan detektor HPGe Ortec model GMX-25P4. Dalam penelitian ini digunakan larutan yang berisi campuran radionuklida ^{60}Co , ^{133}Ba , ^{137}Cs , dan ^{241}Am dalam larutan HCl 0,1 N yang ditempatkan dalam wadah vial. Variasi volume diperoleh dengan cara volume larutan awal 25 ml atau tinggi sampel 1 cm ditambah dengan larutan HCl 0,1 N menjadi 50, 75, 100 dan 125 ml. Setiap variasi volume dicacah selama 1000 detik menggunakan spektrometer gamma dengan pengulangan tiga kali yang selanjutnya ditentukan efisiensi untuk setiap energi gamma yang muncul. Dari nilai efisiensi untuk setiap variasi volume ditentukan besarnya rasio efisiensi yang merupakan hasil bagi antara efisiensi untuk setiap variasi volume dengan efisiensi untuk volume sampel 25 ml atau tinggi sampel 1 cm. Hasil analisis menunjukkan semakin tinggi sampel maka rasio efisiensi akan menurun. Data efisiensi dalam berbagai variasi volume sampel ini dapat digunakan untuk analisis sampel yang ditempatkan dalam wadah vial dengan volume yang bervariasi.

Kata kunci : spektrometer gamma, variasi volume, vial, efisiensi.

ABSTRACT

THE EFFECT OF SAMPLE VOLUME IN A VIAL ON THE COUNTING USING GAMMA SPECTROMETER WITH HPGe DETECTOR. The study on the sample volume effect in a vial with 57 mm inside diameter on the counting using gamma spectrometer with GMX-25P4 Ortec HPGe detector has been carried out. In this study the solution contained mixed radionuclides of ^{60}Co , ^{133}Ba , ^{137}Cs , and ^{241}Am in 0,1N HCl solution in the vial was used. Volume variations of 50, 75, 100, and 125 ml solution were obtained by adding 0.1 N HCN solution in 25 ml solution contained mixed radionuclides or 1 cm sample height. Every volume variation was counted for 1000 seconds by using gamma spectrometer for three times repetition and then the efficiency of every gamma energy arose was determined. Efficiency ratio that was a ratio between efficiency of every volume and efficiency of 25 ml sample volume or 1 cm sample height was determined from efficiency value of every volume variation. The result indicated that the increased sample volume would decrease the efficiency ratio. Efficiency data in many sample volume variations can be used to analyze the sample in a vial with varied volume variation.

Key words : gamma spectrometer, volume variation, vial, efficiency.

I. PENDAHULUAN

Semakin berkembangnya teknologi pengukuran dalam era globalisasi, maka suatu laboratorium dituntut untuk dapat menyajikan data hasil pengujian yang cepat dan akurat.

Untuk mendapatkan hasil pengukuran yang cepat dan akurat maka diperlukan prosedur yang baku, peralatan yang terkalibrasi, sumber standar yang tertelusur ke standar nasional atau internasional, lingkungan yang terkendali serta didukung oleh sumber daya manusia yang terampil¹.

Pengukuran zat radioaktif pemancar radiasi gamma dalam sampel lingkungan umumnya menggunakan spektrometer gamma yang dilengkapi dengan detektor HPGe (*High Purity Germanium*). Untuk sampel lingkungan yang mempunyai konsentrasi zat radioaktif rendah diperlukan jumlah sampel yang banyak². Wadah yang digunakan untuk sampel lingkungan adalah antara lain vial. Wadah vial dari polyethilen dengan tebal 1,5 mm, diameter dalam 57 mm dan tinggi 70 mm banyak terdapat di pasaran. Dalam melakukan pengukuran kadang dijumpai jumlah sampel yang kurang dari jumlah yang ditentukan oleh prosedur baku, sedangkan untuk menambah jumlah sampel sudah tidak memungkinkan. Untuk mengatasi hal tersebut diperlukan penelitian tentang pengaruh volume sampel dalam wadah vial yang

dicacah menggunakan spektrometer gamma dengan detektor HPGe.

Penelitian dilakukan dengan menggunakan sumber standar yang berisi campuran radionuklida ⁶⁰Co, ¹³³Ba, ¹³⁷Cs, dan ²⁴¹Am dalam larutan HCl 0,1 N yang ditempatkan dalam vial dengan diameter dalam 57 mm dan tinggi 70 mm. Variasi volume mulai dari tinggi sampel 1 cm atau volume sampel 25 ml kemudian berturut-turut tinggi sampel dibuat menjadi 2 cm (50 ml), 3 cm (75 ml), 4 cm (100 ml) dan 5 cm (125 ml). Untuk setiap variasi volume dicacah selama 1000 detik menggunakan spektrometer gamma dengan detektor HPGe, kemudian ditentukan efisiensi pada setiap energi yang muncul. Tujuan penelitian ini adalah untuk mengetahui nilai efisiensi detektor pada berbagai volume sampel dalam vial pada pencacahan dengan spektrometer gamma yang dilengkapi dengan detektor HPGe.

II. TINJAUAN PUSTAKA

Spektrometer gamma yang dilengkapi dengan detektor HPGe biasa digunakan untuk menganalisis radionuklida pemancar gamma di dalam sampel lingkungan. Penggunaan jenis detektor HPGe ini karena dapat memisahkan spektrum energi gamma yang berdekatan dengan resolusi sekitar 2,0 keV FWHM (lebar setengah tinggi puncak) untuk

radionuklida ^{60}Co pada energi 1332,50 keV. Nilai FWHM semakin kecil menunjukkan kemampuan detektor semakin baik dalam memisahkan spektrum dari radiasi gamma yang ditangkap oleh detektor³⁻⁴.

Sistem spektrometer gamma perlu dikalibrasi dengan sumber standar sebelum digunakan untuk pengukuran. Kalibrasi yang dilakukan adalah kalibrasi energi dan kalibrasi efisiensi. Kalibrasi energi diperlukan untuk menentukan hubungan antara nomor salur (*channel*) dan energi gamma (keV). Karena setiap radionuklida mempunyai energi yang berbeda dan tertentu yang bersifat spesifik, maka hal inilah yang digunakan sebagai dasar dalam analisis baik kualitatif maupun kuantitatif. Perangkat lunak akuisisi pada spektrometer gamma dapat melakukan kalibrasi energi secara langsung pada komputer. Kalibrasi efisiensi dilakukan untuk menentukan efisiensi detektor pada suatu energi atau untuk suatu rentang energi tertentu. Analisis radionuklida secara kuantitatif dilakukan berdasarkan kalibrasi efisiensi ini.

Untuk menghitung efisiensi pengukuran pada tiap-tiap energi gamma menggunakan persamaan sebagai berikut^{5,6} :

$$\varepsilon_{\gamma} = \varepsilon_{avg} \pm U_{\varepsilon} \dots\dots\dots (1)$$

dengan :

ε_{γ} adalah efisiensi terkoreksi (cps/dps)

ε_{avg} adalah efisiensi rata-rata (cps/dps)

$$\varepsilon_{avg} = \frac{N_S - N_{BG}}{A_t \cdot p_{\gamma}} \dots\dots\dots (2)$$

dengan :

N_s adalah laju cacah standar (cps)

N_{BG} adalah laju cacah latar (cps)

A_t adalah aktivitas pada saat pencacahan (Bq)

p_{γ} adalah *yield* dari energi gamma (%)

U_{ε} adalah ketidakpastian nilai efisiensi (cps/dps)

Nilai ketidakpastian dari efisiensi diperoleh dari beberapa faktor yaitu; nilai dari sertifikat sumber standar (U_{cert}), pencacahan (U_{cacah}), dan dari *yield* (U_p) yang secara umum ditulis dengan persamaan^{5,6}:

$$U_{\varepsilon} = \sqrt{\left(\frac{U_{cert}}{A_t}\right)^2 + \left(\frac{U_{cacah}}{N_s}\right)^2 + \left(\frac{U_p}{p_{\gamma}}\right)^2} \dots\dots\dots (3)$$

dengan :

U_{cert} adalah ketidakpastian dari sertifikat sumber standar (Bq)

U_{cacah} adalah ketidakpastian dari pencacahan (cacah)

U_p adalah ketidakpastian dari *yield* pada energi gamma teramati (%)

Faktor geometri yang mempengaruhi pengukuran adalah jarak sampel dengan detektor, wadah sampel, komposisi kimia, dan jenis sampel. Untuk sampel lingkungan dapat digunakan wadah vial karena vial banyak dijumpai di pasaran. Pengukuran sampel yang baik apabila bentuk geometri sampel mendekati geometri standar³. Untuk

memperoleh sumber standar dengan bentuk geometri mendekati sampel sangat sulit dan mahal. Faktor yang paling berpengaruh pada pengukuran dengan vial adalah jumlah sampel dalam wadah, sedangkan faktor jarak, bentuk geometri dan jenis sampel dianggap sama antara sampel dan standar.

Wadah vial mempunyai bentuk silindris yang menyerupai bentuk detektor HPGe sehingga penempatan sampel cukup diletakkan di atas detektor⁷, dengan demikian jarak sampel dengan detektor cukup dekat. Kondisi terbaik pengukuran sampel dengan konsentrasi rendah adalah jika jarak sampel dengan detektor paling dekat. Untuk sampel bervolume, kondisi terbaik adalah jika sampel yang diukur dalam jumlah sedikit dan rata sehingga jarak sampel dengan detektor paling dekat. Untuk setiap penambahan volume maka akan menambah tinggi sampel ke bagian atas, sedangkan diameter sampel tetap. Kondisi yang demikian menyebabkan foton radiasi gamma dari sampel yang mengenai detektor tidak sama yaitu terjadi perubahan pada satu arah yaitu ke atas (Gambar 1).

Dengan bertambahnya jarak sampel ke detektor, maka akan menurunkan efisiensi pengukuran. Untuk sumber standar dalam wadah silinder penurunan efisiensi bersifat eksponensial⁷. Untuk mengetahui penurunan efisiensi pada variasi volume sampel dalam wadah vial tersebut maka diperlukan data secara eksperimen.

Nilai efisiensi pengukuran akan berpengaruh pada besarnya nilai MDC

(*Minimum Detectable Concentration*) yang merupakan fungsi cacah latar, waktu cacah, *yield*, dan efisiensi pengukuran. Besarnya nilai MDC berbanding terbalik dengan nilai efisiensi dan volume sampel. Sedangkan kenaikan volume sampel akan menurunkan efisiensi pengukuran. Dari penelitian yang dilakukan dapat ditentukan besarnya nilai MDC untuk masing-masing volume sampel.

III. TATA KERJA

Peralatan dan Bahan

Bahan yang digunakan adalah sumber standar yang berisi campuran radionuklida ⁶⁰Co, ¹³³Ba, ¹³⁷Cs, dan ²⁴¹Am dalam larutan HCl 0,1 N dalam wadah vial diameter dalam 57mm dan tinggi 70mm dan larutan HCl 0,1 N. Peralatan yang digunakan adalah spektrometer gamma yang dilengkapi dengan detektor HPGe Ortec model GMX-25P4 buatan USA, mempunyai efisiensi 28,7% relatif terhadap detektor jenis NaI(Tl) dengan diameter 3 inci dan panjang 3 inci^{4,8}. Alat tersebut dilengkapi dengan modul *InSpector* yang di dalamnya terdapat *HV Bias Supply*, *Amplifier*, *ADC (Analogue to Digital Converter)* dan *MCA (Multi Chanel Analyzer)*. Akuisisi data dilakukan menggunakan perangkat lunak *Genie-2000* yang dioperasikan pada *Personal Computer* dengan sistem *Windows XP*.

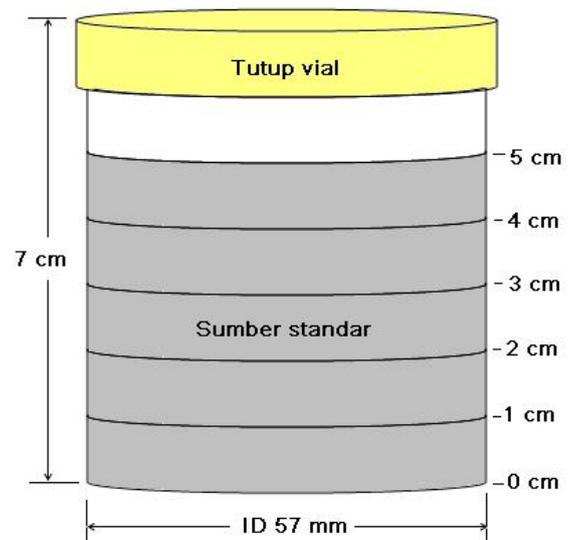
Tabel 1. Data radionuklida yang digunakan dalam penelitian.

Nuklida	Waktu paro	Aktivitas pada tgl. 16 September 2009	Energi gamma (keV)	Yield (%)
		Bq		
⁶⁰ Co	5,2719 ± 0,0014 tahun	939,35 ± 49,07	1173,24	99,89 ± 0,02
			1332,50	99,983 ± 0,001
¹³³ Ba	10,57 ± 0,04 tahun	1828,41 ± 100,82	80,99	34,1 ± 0,05
			276,40	7,17 ± 0,04
			302,85	18,32 ± 0,07
			356,02	62,0 ± 0,3
			383,85	8,93 ± 0,06
¹³⁷ Cs	30,25 ± 0,11 tahun	316,24 ± 17,84	661,66	85,20 ± 0,20
²⁴¹ Am	432,7 ± 0,5 tahun	157,25 ± 0,19	59,54	35,9 ± 0,04

Catatan : - Data aktivitas radionuklida distandarisasi menggunakan *standar solution 2908* dari IAEA⁹.
 - Data waktu paro, energi gamma, dan *yield*⁵.

Metodologi

Sumber standar pada Tabel 1 dimasukkan ke dalam wadah vial dengan diameter dalam 57mm, selanjutnya larutan dibuat setinggi 1 cm dengan menambahkan larutan HCl 0,1 N sebagai volume awal. Sampel diukur menggunakan spektrometer gamma selama 1000 detik dan diulang sebanyak 3 kali. Dari hasil pengukuran ditentukan efisiensi untuk setiap puncak energi gamma, kemudian dibuat kurva hubungan antara energi gamma (keV) dengan efisiensi. Selanjutnya ke dalam sumber standar ditambah larutan HCl 0,1 N sampai setinggi 2 cm, kemudian diukur menggunakan spektrometer gamma yang dilengkapi dengan detektor HPGe. Cara yang sama dilakukan untuk setiap variasi tinggi volume 3, 4 dan 5 cm.



Gambar 1. Skema variasi tinggi sampel dalam vial.

Efisiensi pada setiap puncak energi gamma dihitung dengan menggunakan Persamaan 1-3. Dari nilai efisiensi untuk setiap energi gamma tersebut kemudian dibuat kurva hubungan antara energi gamma

sebagai sumbu X dan efisiensi sebagai sumbu Y yang merupakan kurva efisiensi.

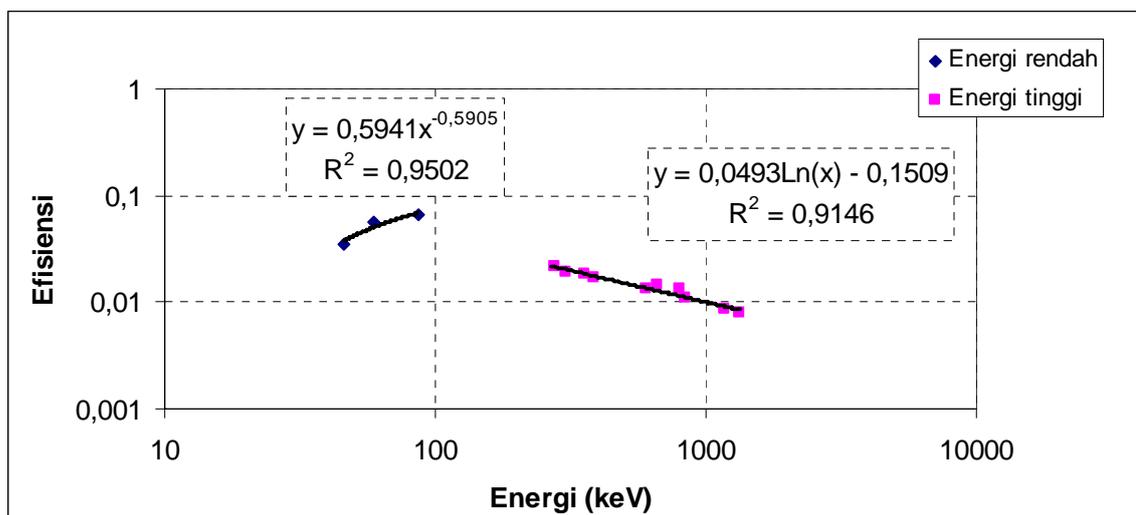
Setiap variasi volume mempunyai nilai efisiensi yang berbeda, dan terjadi penurunan dengan bertambahnya volume sampel. Sebagai efisiensi rujukan adalah efisiensi pada sampel dengan tinggi 5 cm, sehingga rasio efisiensi ditentukan dari efisiensi pada setiap variasi volume dibagi dengan efisiensi pada sampel dengan tinggi 5 cm.

Sumber standar dalam penelitian ini berwujud cair atau larutan, sehingga mudah homogen, maka untuk setiap variasi volume hanya dilakukan dengan menambahkan larutan HCl 0,1 N sampai batas tinggi sampel yang dikehendaki yaitu 1, 2, 3, 4 dan 5 cm. Campuran sumber standar yang digunakan

mempunyai rentang energi yang lebar yaitu dari 59,54 keV energi dari ^{241}Am sampai dengan 1332,50 keV energi dari ^{60}Co .

IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

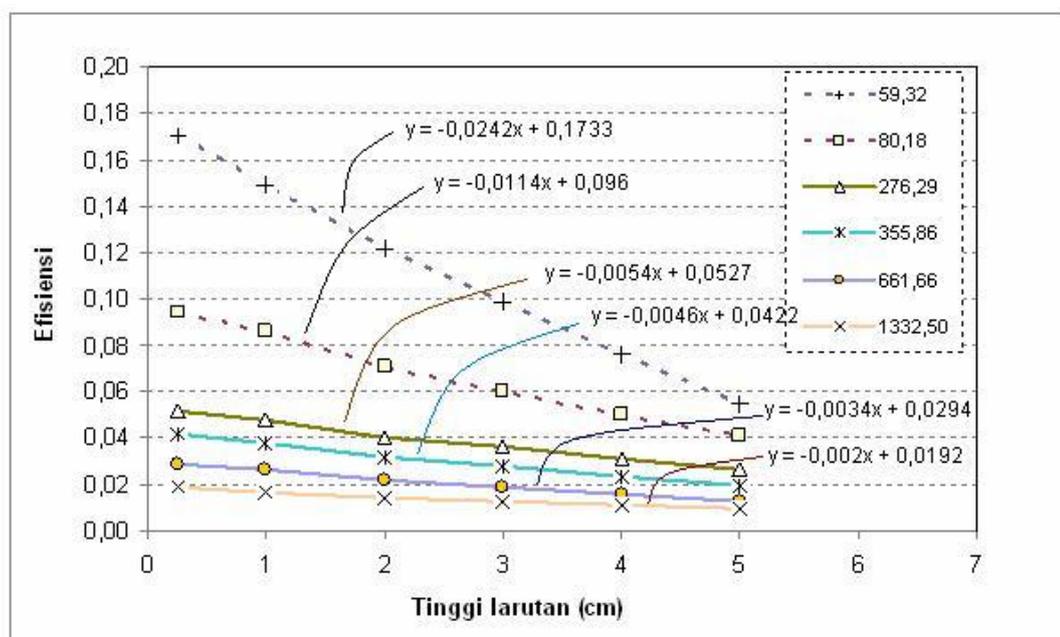
Dari penentuan nilai efisiensi untuk setiap variasi volume sampel diperoleh hasil bahwa dengan bertambahnya volume sampel maka nilai efisiensi akan semakin menurun, ini menunjukkan bahwa volume sampel berpengaruh pada efisiensi pengukuran (Gambar 2). Penurunan efisiensi juga terjadi dengan kenaikan energi gamma, pada Gambar 2 juga dapat dilihat kurva efisiensi pada energi di atas 200 keV. Mula-mula efisiensinya cukup besar kemudian turun seiring dengan kenaikan energi.



Gambar 2. Efisiensi pengukuran fungsi energi spektrometer gamma detektor HPGe Ortec GMX-25P4 untuk volume sampel 125 ml atau tinggi 5 cm.

Kurva efisiensi ini juga dapat digunakan untuk melakukan analisis sampel secara langsung dengan jumlah sampel yang bervariasi mulai dari 25 ml sampai dengan 125 ml yang ditempatkan dalam wadah vial diameter dalam 57 mm. Sebagian besar sampel lingkungan mempunyai energi gamma di atas 200 keV seperti ^{228}Th dalam kesetimbangan (238,63 keV), ^{131}I (364,48 keV), ^{226}Ra dalam kesetimbangan (609,31 keV), ^{137}Cs (661,66 keV), ^{228}Ra dalam kesetimbangan (911,07 keV), ^{60}Co (1332,50 keV), dan ^{40}K (1460,81 keV), maka kurva ini cukup bermanfaat. Penggunaan kurva efisiensi variasi volume sampel atau tinggi sampel dalam vial ini dapat memperkecil kesalahan dalam analisis data pengukuran, sehingga hasil analisis akan lebih akurat.

Sesuai dengan prosedur yang ada, pengukuran sampel lingkungan di laboratorium seharusnya berdasarkan pada sumber standar yang ada. Pada prakteknya untuk sampel tertentu seperti NORM (*Naturally Occurring Radioactive Material*), dijumpai jumlah volume sampel yang kurang dari volume yang diinginkan, sedangkan untuk menambah jumlah sampel sudah tidak memungkinkan lagi. Untuk mengurangi kesalahan dalam melakukan analisis data pengukuran maka perlu data efisiensi untuk kondisi sampel yang mempunyai volume yang berbeda. Pada Tabel 2 disajikan data hasil perhitungan rasio efisiensi untuk variasi volume sampel di dalam wadah vial tinggi 5 cm.



Gambr 3. Kurva efisiensi spektrometer gamma dengan detektor HPGe variasi volume sampel di dalam wadah vial untuk beberapa energi gamma.

Tabel 2. Rasio efisiensi pada variasi volume sampel atau tinggi sampel yang ditempatkan di dalam wadah vial

Nuklida	Energi (keV)	Rasio efisiensi pada variasi tinggi sampel (cm) terhadap tinggi sampel 5 cm					Keterangan
		1 cm	2 cm	3 cm	4 cm	5 cm	
²⁴¹ Am	59,54	2,70	2,21	1,79	1,38	1,00	Sumber standar yang digunakan sebagai acuan tingginya 5 cm
¹³³ Ba	80,99	2,10	1,74	1,47	1,24	1,00	
¹³³ Ba	276,40	1,80	1,53	1,37	1,18	1,00	
¹³³ Ba	302,85	1,85	1,59	1,40	1,19	1,00	
¹³³ Ba	356,01	1,88	1,59	1,39	1,19	1,00	
¹³³ Ba	383,85	2,00	1,67	1,45	1,23	1,00	
¹³⁷ Cs	661,66	2,02	1,66	1,43	1,22	1,00	
⁶⁰ Co	1173,24	1,80	1,56	1,37	1,17	1,00	
⁶⁰ Co	1332,50	1,79	1,54	1,36	1,19	1,00	
Rata-rata >276 keV		1,88	1,59	1,40	1,20	1,00	

Pada energi 59,54 dan 80,99 keV variasi volume akan mempengaruhi efisiensi yang cukup signifikan, yaitu kenaikan volume sampel akan menurunkan rasio efisiensi yang cukup besar hal ini dapat dilihat pada grafik pada Gambar 3 yang mempunyai kemiringan yang tajam atau data rasio efisiensi pada Tabel 2. Penurunan nilai efisiensi ini kemungkinan disebabkan oleh faktor geometri yaitu tersebarnya radionuklida pada volume yang semakin besar sehingga jarak sebagian radionuklida menjadi semakin jauh. Penambahan jarak terjadi pada bagian atas wadah yaitu bertambahnya volume sampel ke arah atas yang akan menyebabkan sebagian radionuklida berada pada bagian atas karena penambahan volume sampel. Faktor lain kemungkinan disebabkan oleh absorpsi dari matrik yaitu semakin tebal lapisan matrik maka foton energi gamma radionuklida

sebelum mengenai detektor akan terserap oleh bahan matrik⁷.

Pada energi 276,40 sampai 1332,50 keV rasio efisiensi akan turun dengan kenaikan volume sampel namun kemiringan kurvanya tidak terlalu tajam. Untuk volume sampel 25 ml (1 cm), rasio efisiensi berkisar dari 1,79 sampai 2,02 kali, volume sampel 50 ml (2 cm) rasio efisiensi berkisar dari 1,53 sampai 1,67 kali, volume sampel 75 ml (3 cm) rasio efisiensi 1,36 sampai 1,45 kali, volume sampel 100 ml (4 cm) rasio efisiensi 1,17 sampai 1,230 kali. Penurunan nilai efisiensi ini kemungkinan besar disebabkan oleh kondisi faktor geometri yaitu tersebarnya radionuklida pada penambahan volume yang semakin besar sehingga sebagian radionuklida akan tersebar pada jarak yang semakin jauh. Faktor lain yang menyebabkan penurunan efisiensi adalah absorpsi dari matrik yaitu

foton radiasi gamma sebelum mengenai detektor akan melewati matrik air sehingga sebagian akan terserap pada matrik dan yang lainnya akan diteruskan sehingga mengenai detektor⁷. Pada energi di atas 276 keV, rasio efisiensi pada variasi energi mempunyai nilai yang berdekatan untuk setiap variasi volume, sehingga untuk keperluan praktis, nilai rasio efisiensi pada energi tersebut dapat digunakan nilai rata-rata yaitu pada volume 25, 50, 75, dan 100 ml mempunyai rasio efisiensi 1,88; 1,59; 1,40; dan 1,20 kali.

Penelitian ini baru dilakukan untuk sumber standar dalam matrik air, sehingga untuk menambah data perlu juga dilakukan penelitian terhadap matrik yang lain seperti tanah, biota atau abu sehingga dapat diketahui pengaruh volume sampel pada pencacahan dengan spektrometer gamma untuk variasi matrik.

V. KESIMPULAN

Telah diperoleh data efisiensi perangkat spektrometer gamma yang dilengkapi dengan detektor HPGe untuk variasi volume sampel yang ditempatkan dalam wadah *vial* dengan matrik air yaitu semakin besar volume sampel maka efisiensi akan menurun. Data efisiensi dalam berbagai volume dapat digunakan untuk memperkecil kesalahan yang disebabkan oleh faktor geometri pada pengukuran sampel dengan volume yang bervariasi.

DAFTAR PUSTAKA

1. ISO/IEC : 17025: 2005, *Persyaratan umum kompetensi laboratorium pengujian dan laboratorium kalibrasi* (Versi Bahasa Indonesia), Edisi kedua, Diterjemahkan oleh Komite Akreditasi Nasional, Jakarta, 2005.
2. KLEMOLA, S., *Optimization of sample geometries in low-level gamma spectroscopy*, Nucl. Instr. and Meth. in Phys. Res. A 369, 1996, p. 578-581.
3. BADAN TENAGA NUKLIR NASIONAL, *Prosedur Analisis Sampel Radioaktivitas Lingkungan*, BATAN, Jakarta (1998).
4. WISNU SUSETYO, *Spektrometer Gamma dan Penerapannya Dalam Analisis Pengaktifan Neutron*, Gajah Mada University Press, Yogyakarta, 1988.
5. DEBERTIN, K., and HELMER, R.G., *Gamma and X-ray Spectrometry with Semiconductor Detectors*, North Holland, 1988.
6. MARTIN, J.E., *Physics for Radiation Protection*, John Wiley & Sons, Inc. New York, 2000.
7. PARK, T.S., KIM, T.Y., HWANG, H.Y., LEE, S., *Radioactivity measurement of cylindrical sources by gamma-ray spectrometry*, J. of Rad. and Nucl. Chem., Vol. 2, 1997, p. 305-309.
8. ORTEC, *Quality Assurance Data Sheet, GMX Series GAMMA-X HPGe*, Detector model GMX-25P4, 2007.
9. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Final Report Proficiency Test on the Determination of α , β and γ -Emitting Radionuclides*, TC Project RAS/9/024 Environmental Radiation Monitoring and Regional Data Base, Seibersdorf, June 2005.

TANYA JAWAB :

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

Pertanyaan :

1. Sebagai masukan sebaiknya pada grafik hubungan antara volume sample dan efisiensi pada setiap energi disertakan persamaan kurvanya supaya lebih mudah untuk digunakan?

Jawaban : Wahyudi

1. Terima kasih atas masukannya, pada Gambar 3 sudah saya tambahkan persamaan kurva efisiensi versus tinggi sampel.

**UJI BANDING HASIL CACAH LATAR
DOSE CALIBRATOR MARK VI TERHADAP CAPINTEC CRC-7BT
PADA TOMBOL Tc-99m, I-131 DAN Sm-153**

Wijono, Hermawan Candra dan Gatot Wurdianto

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi - BATAN

johnrida@batan.go.id

ABSTRAK

UJI BANDING HASIL CACAH LATAR DOSE CALIBRATOR MARK VI TERHADAP CAPINTEC CRC-7BT PADA TOMBOL Tc-99m, I-131 DAN Sm-153. Telah dilakukan uji banding hasil cacah latar Dose Calibrator Mark VI terhadap Capintec CRC-7BT pada tombol Tc-99m, I-131 dan Sm-153. Alat ukur radiasi yang digunakan adalah Dose Calibrator Mark VI Model 34-165 nomor seri 20406-5880-05 dan Sistem Pencacah Kamar Pengion Capintec CRC-7BT Nomor seri 71742. Cacah latar diukur menggunakan Dose Calibrator (pada tombol Tc-99m, I-131 dan Sm-153) dan Capintec (pada tombol I-131 dan Tc-99m). Pencacahan dilakukan dalam 14 tahap dan selang waktu 30 menit dengan pengulangan data sebanyak 15 kali. Hasil tiap tahap menunjukkan cacah latar dan ketidakpastian tipe A. Ketidakpastian tipe B diperoleh dari kebocoran, resolusi, respon, linieritas, akurasi, *repeatability* dan *reproducibility*. Dari hasil perhitungan diperoleh cacah latar rerata dan ketidakpastian bentangan Dose Calibrator pada tombol Tc-99m, I-131 dan Sm-153 berturut-turut sebesar $(2,81 \pm 3,91\%)$, $(2,05 \pm 3,91\%)$ dan $(1,57 \pm 3,91\%)$ μCi . Sedangkan hasil perhitungan diperoleh cacah latar rerata dan ketidakpastian bentangan Capintec pada tombol Tc-99m dan I-131 masing-masing $(0,20 \pm 5,09\%)$ dan $(0,06 \pm 5,06\%)$ μCi . Dari hasil pengukuran dapat disimpulkan bahwa Dose Calibrator memiliki tingkat kepresisian ukur yang lebih baik dibanding Capintec, karena deviasi standarnya lebih rendah dibanding Capintec. Namun Capintec memiliki tingkat akurasi ukur dan kestabilan yang lebih baik dibandingkan Dose Calibrator, karena cacah latar reratanya lebih rendah dibanding Dose Calibrator.

Kata kunci : cacah latar, presisi, akurasi dan dose calibrator

ABSTRACT

COMPARISON OF BACKGROUND COUNTING RESULT OF MARK VI DOSE CALIBRATOR TO CAPINTEC CRC-7BT ON Tc-99m, I-131 AND Sm-153 KNOBS. Comparison of background counting results of Mark VI Dose Calibrator to Capintec CRC-7BT on Tc-99m, I-131 and Sm-153 knobs has been carried out. The radiation measuring instruments used were Mark VI dose calibrator model 34-165 S/N 20406-5880-05 and ionization chamber Counting System of Capintec CRC-7BT S/N 71742. The background counting was measured using Mark VI Dose Calibrator (on Tc-99m, I-131 and Sm-153 knobs) and Capintec (on I-131 and Tc-99m knobs). The counting was done in 14 phases and interval of 30 minutes with repetition of 15 times. Result of every step showed the background counting and the uncertainty of type A. Uncertainty of type B was obtained from leakage, resolution, response, linearity, accuracy, repeatability and reproducibility. From calculation result was obtained the average background counting and expanded uncertainty of Dose Calibrator on Tc-99m, I-131 and Sm-153 knobs were $(2.81 \pm 3.91\%)$ μCi , $(2.05 \pm 3.91\%)$ μCi and $(1.57 \pm 3.91\%)$ μCi respectively. Meanwhile, the average background counting and expanded uncertainty of of Capintec on Tc-99 m and I-131 knobs were $(0.20 \pm 5.09\%)$ μCi and $(0.06 \pm 5.06\%)$ μCi respectively. From measurement result it can be concluded that Dose Calibrator has precision level of measurement better than Capintec, because the average standard deviation of dose calibrator is lower than that of Capintec. But Capintec has accuracy level and stability Dose Calibrator, because the average background count of Capintec is lower than Dose Calibrator.

Keywords : background count, precision, accuracy and dose calibrator

I. PENDAHULUAN

Dewasa ini aplikasi berbagai jenis radioisotop dalam dunia kedokteran nuklir telah berkembang dengan pesat. Sebagai contoh adalah penggunaan Tc-99m, I-131 dan Sm-153 untuk keperluan diagnostik maupun terapi pasien di suatu rumah sakit. Di dalam proses penggunaannya tak lepas dari keakurasian, kepresisian dan ketidakpastian alat ukur radiasi yang digunakan untuk menjamin adanya ketertelusuran pengukuran lewat kalibrasi alat.

Nilai fluktuasi cacahan dari beberapa jenis alat ukur radiasi belum tentu sama. Perbedaan ini dipengaruhi beberapa faktor, antara lain : jenis detektor, kondisi suhu, tekanan dan kelembaban serta karakteristik sistem alat ukur secara keseluruhan. Fluktuasi cacahan yang kecil belum tentu menjamin tingkat presisi dan akurasi alat ukur yang baik. Alat ukur yang ideal adalah alat yang memiliki tingkat presisi dan akurasi tinggi. Namun kondisi ini sulit dicapai. Dari perhitungan sampel terutama yang beraktivitas tinggi tidak mudah untuk menentukan karakteristik dan fluktuasi hasil cacahannya. Oleh karena itu diperlukan analisis karakteristik cacah latar beberapa alat ukur radiasi yang dibandingkan dengan alat ukur standarnya pada periode tahapan tertentu.

Dalam makalah ini akan dilakukan uji banding hasil cacah latar Dose Calibrator Mark VI terhadap capintec CRC-7BT pada tombol Tc-99m, I-131 dan Sm-153. Hasil penelitian ini diharapkan dapat meningkatkan jaminan kualitas bagi pihak konsumen untuk mendapatkan perlindungan keamanan, keselamatan dan kesehatan yang memadai sesuai peraturan ketenaganukliran yang berlaku.

II. TEORI

Perhitungan nilai ketidakpastian (u) terdiri dari tipe A dan B. Tipe A meliputi nilai-nilai ketidakpastian data pengukuran alat ukur standar Capintec CRC-7BT (u_{cp}) dan Dose Calibrator Mark VI (u_{mk}). Sedangkan tipe B meliputi nilai-nilai ketidakpastian kebocoran detektor (u_{leak}), resolusi bacaan (u_{res1}), respon detektor (u_{res}), linieritas (u_{lin}), akurasi (u_{akr}), *repeatability* (u_{rpb}) dan *reproducibility* (u_{rdc}).^[4]

Untuk tipe A, deviasi standar pengukuran capintec (σ_{cp}) yang memiliki rerata (\bar{A}) adalah :

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

sehingga ketidakpastian standar capintec ($ESDM_{cp}$) dalam satuan Curie dan

ketidakpastian standar relatif capintec (u_{cp}) dalam prosen (%) adalah :

$$ESDM_{cp} = \frac{\sigma_{cp}}{\sqrt{N}} \dots\dots\dots (2)$$

$$u_{cp} = \frac{ESDM_{cp}}{\bar{A}_{cp}} \times 100 = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^N (A_{icp} - \bar{A}_{cp})^2}{N(N-1)}} \times 100 \dots\dots\dots (3)$$

Dengan rumus yang sama seperti pada *capintec*, diperoleh nilai ketidakpastian standar relatif Dose Calibrator Mark VI (u_{dos}) dalam prosen (%) sebagai berikut :

$$u_{dos} = \frac{ESDM_{dos}}{\bar{A}_{dos}} \times 100 = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^N (A_{idos} - \bar{A}_{dos})^2}{N(N-1)}} \times 100 \dots\dots\dots (4)$$

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

$$u_c = \sqrt{u_{cp}^2 + u_{leak}^2 + u_{resl}^2 + u_{res}^2 + u_{lin}^2 + u_{akr}^2 + u_{rptb}^2} \dots\dots\dots (5)$$

Sedangkan nilai ketidakpastian standar gabungan (u_{ds}) untuk Dose Calibrator Mark VI adalah :

$$u_{ds} = \sqrt{u_{ds}^2 + u_{lin}^2 + u_{akr}^2 + u_{rdc}^2} \dots\dots\dots (6)$$

Nilai derajat kebebasan efektif untuk *Capintec* adalah :

$$V_{eff(cp)} = \frac{\frac{u_{cp}^4}{v_{cp}} + \frac{u_{leak}^4}{v_{leak}} + \frac{u_{resl}^4}{v_{resl}} + \frac{u_{res}^4}{v_{res}} + \frac{u_{lin}^4}{v_{lin}} + \frac{u_{akr}^4}{v_{akr}} + \frac{u_{rptb}^4}{v_{rptb}}}{\frac{u_{cp}^4}{v_{cp}} + \frac{u_{leak}^4}{v_{leak}} + \frac{u_{resl}^4}{v_{resl}} + \frac{u_{res}^4}{v_{res}} + \frac{u_{lin}^4}{v_{lin}} + \frac{u_{akr}^4}{v_{akr}} + \frac{u_{rptb}^4}{v_{rptb}}} \dots\dots\dots (7)$$

Nilai derajat kebebasan efektif untuk Dose Calibrator adalah :

$$V_{eff(dos)} = \frac{\frac{u_{dos}^4}{v_{dos}} + \frac{u_{lin}^4}{v_{lin}} + \frac{u_{akr}^4}{v_{akr}} + \frac{u_{rdc}^4}{v_{rdc}}}{\frac{u_{dos}^4}{v_{dos}} + \frac{u_{lin}^4}{v_{lin}} + \frac{u_{akr}^4}{v_{akr}} + \frac{u_{rdc}^4}{v_{rdc}}} \dots\dots (8)$$

Apabila k adalah faktor cakupan untuk nilai derajat kebebasan efektif (v_{eff}) dengan tingkat kepercayaan 95% dengan nilai k diambil dari Tabel *k-students*, maka nilai ketidakpastian bentangan (U) untuk *capintec* dapat ditentukan sebagai berikut: ⁵

Tabel 1 Hubungan derajat kebebasan terhadap faktor cakupan [4]

Derajat Kebebasan	Nilai k pada TK 95%	Derajat Kebebasan	Nilai k pada TK 95%
1	12,71	15	2,13
2	4,30	16	2,12
3	3,18	17	2,11
4	2,78	18	2,10
5	2,57	19	2,09
6	2,45	20	2,09
7	2,36	25	2,06
8	2,31	30	2,04
9	2,26	35	2,03
10	2,23	40	2,02
11	2,20	45	2,01
12	2,18	50	2,01
13	2,16	100	1,98
14	2,14	∞	1,96

Nilai ketidakpastian bentangan (U) diperoleh dari hasil perkalian nilai faktor cakupan (k) dengan nilai ketidakpastian gabungan (u_c). Nilai faktor cakupan pada tingkat kepercayaan seperti yang tercantum dalam Tabel 1 tersebut ditentukan oleh nilai derajat kebebasan efektifnya (v_{eff}).

$$U = k \cdot u_c \quad \dots\dots\dots (9)$$

Dengan diketahui hasil rerata cacah latar Dose Calibrator Mark VI (\bar{A}_{dos}) maupun Capintec (\bar{A}_{cp}), maka hasil akhir perhitungan cacah (C_{itr}) dan ketidakpastiannya adalah :

$$C_{\text{itr}} = \bar{A}_i \pm U \quad \dots\dots\dots (10)$$

III. TATA KERJA

Analisis karakteristik cacah latar Dose Calibrator Mark VI terhadap Capintec CRC-7BT dilakukan pada tombol Tc-99m, I-131 dan Sm-153. Alat ukur radiasi yang digunakan adalah Dose Calibrator Mark VI S/N 20406-5880-05 (Gambar 1) dan Sistem Pencacah Kamar Pengion Capintec CRC-7BT S/N 71742 (Gambar 2). Alat ukur penunjang berupa termometer dan higrometer.

Pengambilan data dimulai dengan pengukuran suhu dan kelembaban. Selanjutnya secara berturut turut dilakukan pengukuran aktivitas cacah latar (*background*) menggunakan Dose Calibrator Mark VI dan Capintec CRC-7BT. Untuk Dose Calibrator menggunakan tombol Tc-99m, I-131 dan Sm-153. Sedangkan Capintec

menggunakan tombol I-131 dan Tc-99m (Cal. Setting 096). Pencacahan dilakukan secara berturutan yang terbagi dalam 14 tahap dan selang waktu 30 menit. Tiap tahap dilakukan dengan pengulangan data sebanyak 15 kali.

Dari hasil pengukuran cacah latar dapat dilakukan perhitungan hasil rerata, deviasi standar dan ketidakpastian tipe A. Nilai ketidakpastian tipe A ini ditentukan dengan menggunakan distribusi *Poisson*. Dengan demikian dapat dibuat grafik karakteristik cacah latar Mark VI terhadap waktu pada tombol Tc-99m, I-131 dan Sm-153. Hal serupa dilakukan pada Capintec yang hanya menggunakan tombol I-131 dan Tc-99m (Cal. Setting 096). Selanjutnya dibuat grafik cacah latar Mark VI terhadap Capintec pada tombol Tc-99m dan I-131. Dari hasil grafik deviasi standar versus distribusi data dapat diperoleh fluktuasinya, sehingga dapat ditentukan tingkat akurasi dan resolusi dari masing-masing alat ukur radiasi.



Gambar 1. Alat ukur Dose Calibrator Mark VI



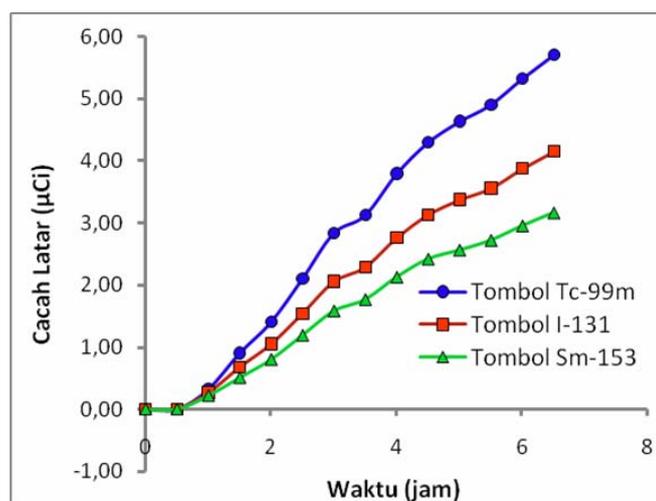
Gambar 2. Alat ukur standar *capintec* CRC-7BT

Nilai ketidakpastian tipe B diambil dari faktor kebocoran, umur paro, resolusi, respon, linieritas, akurasi dan *repeatability* dari *Capintec* CRC-7BT sebagai alat standar. Penentuan nilai ketidakpastian ini

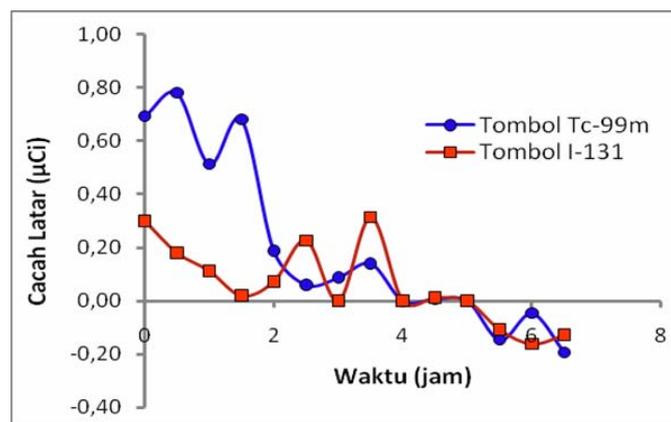
menggunakan distribusi *rectangular*. Nilai ketidakpastian bentangan (U) dapat ditentukan dengan Faktor cakupan (k) untuk nilai derajat kebebasan efektif (v_{eff}) yang diambil pada tingkat kepercayaan 95% dengan menggunakan Tabel *k-students*.

IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil cacah latar Dose Calibrator Mark VI pada tombol Tc-99m, I-131 dan Sm-153 ditunjukkan dalam Gambar 3. Dari gambar tersebut dapat dilihat jelas perbedaan karakteristik masing-masing tombol. Pada tombol Tc-99m memiliki fluktuasi data tertinggi dengan interval sekitar 6 μCi . Untuk tombol I-131 dan Sm-153 masing-masing memiliki interval sekitar 4 dan 3 μCi . Namun ketiga tombol tersebut memiliki pola kenaikan hasil cacah latar yang hampir sama.



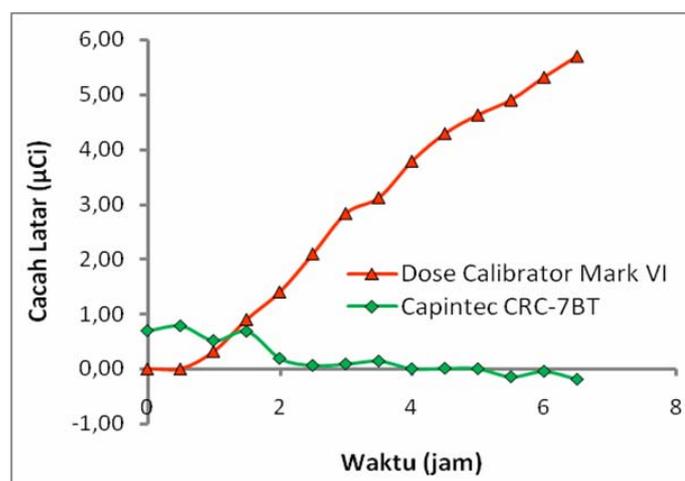
Gambar 3. Grafik cacah latar terhadap waktu untuk Dose Calibrator Mark VI pada tombol Tc-99m, I-131 dan Sm-153



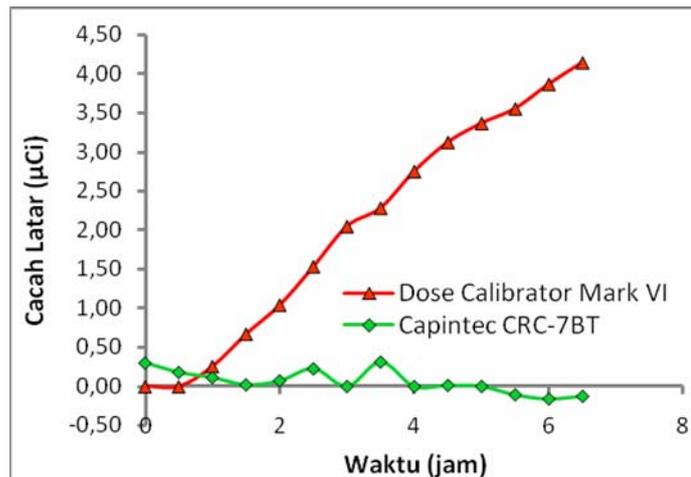
Gambar 4. Grafik cacah latar terhadap waktu untuk Capintec pada tombol I-131 dan Tc-99m

Hasil cacah latar Capintec pada tombol Tc-99m dan I-131 yang dapat dilihat pada Gambar 4 menunjukkan karakteristik yang berbeda dibandingkan dengan hasil pada Dose Calibrator Mark VI. Grafik cacah latar Capintec mengalami penurunan. Tombol Tc-99m memiliki fluktuasi maksimum data pada interval sekitar 1 μCi dan tombol I-131 memiliki interval sekitar 0,4 μCi . Pada jenis tombol yang sama nilai ini jauh lebih kecil

dibandingkan dengan fluktuasi maksimum data hasil Dose Calibrator. Dengan demikian dapat diketahui tingkat akurasi Capintec memiliki hasil yang lebih baik dibanding Dose Calibrator. Hal ini akan semakin terlihat jelas dengan melihat grafik pada jenis tombol sama yang ditampilkan secara bersamaan seperti yang ditunjukkan dalam Gambar 5 untuk tombol Tc-99m dan Gambar 6 untuk tombol I-131.



Gambar 5. Grafik cacah latar terhadap waktu untuk Dose Calibrator dan Capintec pada tombol Tc-99m



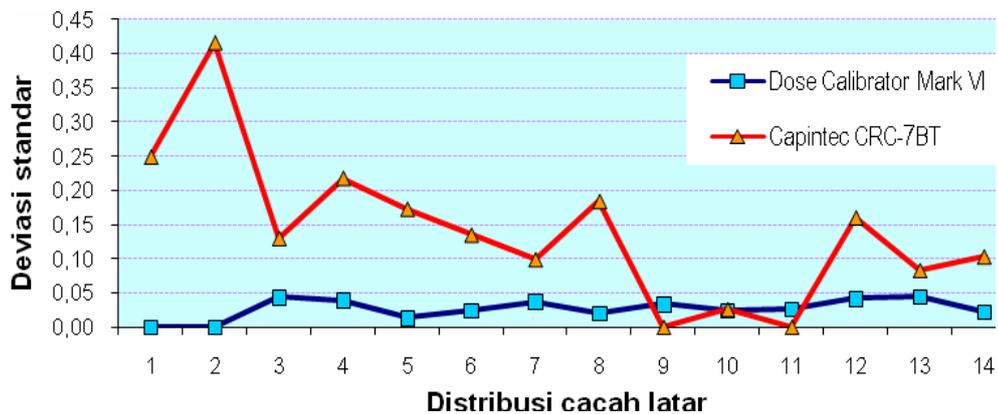
Gambar 6. Grafik cacah latar terhadap waktu untuk Dose Calibrator dan Capintec pada tombol I-131

Hasil perhitungan rerata cacah latar Dose Calibrator pada tombol Tc-99m, I-131 dan Sm-153 secara berturut-turut sebesar 2,81; 2,05 dan 1,57 μCi . Sedangkan hasil Capintec pada tombol Tc-99m dan I-131 memiliki rerata jauh lebih kecil, masing-masing sebesar 0,20 dan 0,06 μCi . Dengan demikian dapat dibuktikan bahwa Capintec memiliki kestabilan ukur yang lebih baik dibandingkan Dose Calibrator. Secara visual hal ini ditunjukkan dalam grafik cacah latar Gambar 5 dan 6.

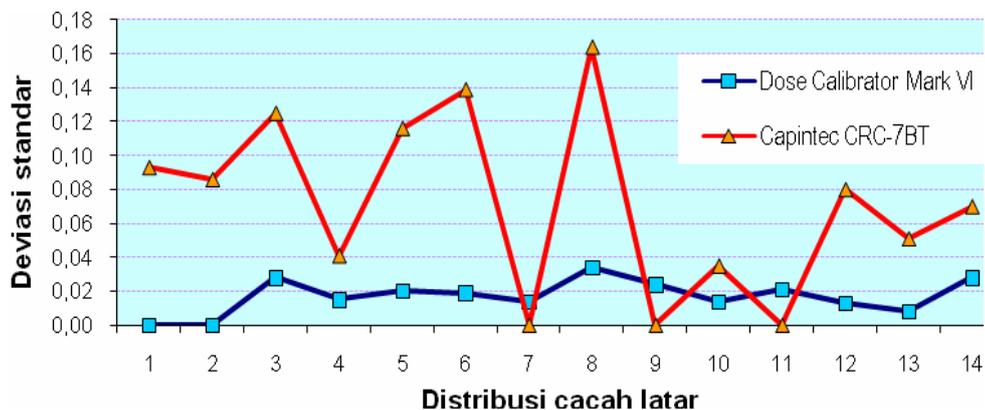
Pada pengukuran Capintec ini tombol Sm-153 tidak digunakan karena belum ditentukan nilai *Calibration-Settingnya*. Namun hal ini tidak berpengaruh besar terhadap hasil analisis karena tingkat pola cacahannya sama seperti yang ditunjukkan

dalam grafik hasil pengukuran Dose Calibrator pada tombol-tombol yang lain.

Dari Gambar 7 ditunjukkan secara total keseluruhan hasil fluktuasi deviasi standar pada semua titik tahap pengukuran menggunakan Dose Calibrator dan Capintec pada tombol Tc-99m. Garis distribusi deviasi standar hasil Dose Calibrator ini lebih kecil dan rata dibandingkan hasil Capintec. Hal ini membuktikan bahwa alat ukur Dose Calibrator lebih presisi dibandingkan Capintec. Hal serupa dapat dilihat pada hasil pengukuran menggunakan Dose Calibrator dan Capintec pada tombol I-131 yang memiliki pola karakteristik yang hampir sama seperti yang ditunjukkan pada Gambar 8. Namun interval nilai deviasi standar pada tombol I-131 lebih kecil dibandingkan tombol Tc-99m.



Gambar 7. Grafik deviasi standar terhadap distribusi cacah latar untuk Dose Calibrator dan Capintec pada tombol Tc-99m



Gambar 8. Grafik deviasi standar terhadap distribusi cacah latar untuk Dose Calibrator dan Capintec pada tombol I-131

Hasil ketidakpastian bentangan tipe A dan B dari Dose Calibrator dan Capintec pada tombol Tc-99m ditunjukkan dalam Tabel 2 dan 3. Nilai ketidakpastian standar relatif (u_i) tipe A dari Dose Calibrator Mark VI sebesar 0,07% dan Capintec sebesar 0,39%. Hal ini membuktikan bahwa nilai fluktuasi data Dose Calibrator lebih baik dibandingkan Capintec. Dari hasil pengukuran dan perhitungan ketidakpastian tipe A dan B maka diperoleh hasil cacah latar rerata dan ketidakpastian

untuk Dose Calibrator pada tombol Tc-99m sebesar $(2,81 \pm 3,91\%) \mu\text{Ci}$. Pada Tabel 3 ditunjukkan hasil perhitungan ketidakpastian tipe B dari Capintec yang terdiri dari kebocoran, resolusi, respon, linieritas, akurasi dan *repeatability*. Dengan cara yang sama diperoleh hasil cacah latar rerata dan ketidakpastian bentangan untuk Capintec pada tombol Tc-99m sebesar $(0,20 \pm 5,09\%) \mu\text{Ci}$.

Tabel 2. Ketidakpastian cacah latar Dose Calibrator Mark VI pada tombol Tc-99m

No	Komponen	Tipe	Distribusi	u	Pembagi	u_i	c_i	$(u_i.c_i)^2$	v_i	$(u_i.c_i)^4$	$(u_i.c_i)^4/v_i$	Satuan
1	Dos Mark VI	A	Poisson	—	—	0,0715	1	5,1E-03	13	2,6E-05	2,0E-06	%
2	Linieritas	B	Rectangular	1,0000	$\sqrt{3}$	0,5774	1	3,3E-01	30	1,1E-01	3,7E-03	%
3	Akurasi	B	Rectangular	3,0000	$\sqrt{3}$	1,7321	1	3,0E+00	30	9,0E+00	3,0E-01	%
4	Reproducibility	B	Rectangular	1,0000	$\sqrt{3}$	0,5774	1	3,3E-01	30	1,1E-01	3,7E-03	%
Jumlah								3,7E+00		9,2E+00	3,1E-01	
Ketidakpastian Gabungan, u_c (%)								1,9162				
Derajat Kebebasan efektif, v_{eff} (%)								29,9999				
Faktor Cakupan k, untuk tingkat kepercayaan 95%								2,04				
Ketidakpastian Bentangan, U (%)								3,9090				

Tabel 3. Ketidakpastian cacah latar Capintec CRC-7BT pada tombol Tc-99m

No	Komponen	Tipe	Distribusi	u	Pembagi	u_i	c_i	$(u_i.c_i)^2$	v_i	$(u_i.c_i)^4$	$(u_i.c_i)^4/v_i$	Satuan
1	Capintec	A	Poisson	—	—	0,3863	1	1,5E-01	13	2,2E-02	1,7E-03	%
2	Kebocoran	B	Rectangular	0,5000	$\sqrt{3}$	0,2887	1	8,3E-02	30	6,9E-03	2,3E-04	%
3	Resolusi	B	Rectangular	0,0332	$\sqrt{3}$	0,0192	1	3,7E-04	100	1,4E-07	1,4E-09	%
4	Respon	B	Rectangular	2,0000	$\sqrt{3}$	1,1547	1	1,3E+00	30	1,8E+00	5,9E-02	%
5	Linieritas	B	Rectangular	2,0000	$\sqrt{3}$	1,1547	1	1,3E+00	30	1,8E+00	5,9E-02	%
6	Akurasi	B	Rectangular	3,0000	$\sqrt{3}$	1,7321	1	3,0E+00	30	9,0E+00	3,0E-01	%
7	Repeatability	B	Rectangular	1,0000	$\sqrt{3}$	0,5774	1	3,3E-01	30	1,1E-01	3,7E-03	%
Jumlah								6,2E+00		1,3E+01	4,2E-01	
Ketidakpastian Gabungan, u_c (%)								2,497				
Derajat Kebebasan efektif, v_{eff} (%)								29,931				
Faktor Cakupan k, untuk tingkat kepercayaan 95%								2,04				
Ketidakpastian Bentangan, U (%)								5,0930				

Dengan menggunakan cara yang sama seperti pada tombol Tc-99m maka dapat ditentukan ketidakpastian bentangan cacah latar Dose Calibrator dan Capintec pada tombol-tombol yang lain. Hasil

ketidakpastian standar dan ketidakpastian standar relatif cacah latar dari Dose Calibrator dan Capintec secara lengkap ditunjukkan dalam Tabel 4 berikut.

Tabel 4. Ketidakpastian cacah latar Dose Calibrator dan Capintec

No	Alat Ukur	Tombol	Rerata Cacah Latar (μCi)	Ketidakpastian Standar (ESDM) (μCi)	Ketidakpastian Standar Relatif (u_i) (%)	Ketidakpastian Bentangan (%)
1	Dose Calibrator Mark VI	Tc-99m	2,81	0,0020	0,0715	3,9090
2		I-131	2,05	0,0013	0,0639	3,9085
3		Sm-153	1,57	0,0010	0,0633	3,9084
4	Capintec CRC-7BT	Tc-99m	0,20	0,0109	0,3863	5,0930
5		I-131	0,06	0,0055	0,2685	5,0614

V. KESIMPULAN

Telah dilakukan uji banding cacah latar menggunakan Dose Calibrator Mark VI S/N 20406-5880-05 dan Sistem Pencacah Kamar Pengion Capintec CRC-7BT S/N 71742. Pengukuran menggunakan Dose Calibrator Mark VI dilakukan pada tombol Tc-99m, I-131 dan Sm-153. Sedangkan pada Capintec CRC-7BT menggunakan tombol I-131 dan Tc-99m.

Hasil cacah latar rerata dan ketidakpastian bentangan Dose Calibrator pada tombol Tc-99m, I-131 dan Sm-153 berturut-turut sebesar $(2,81 \pm 3,91\%)$, $(2,05 \pm 3,91\%)$ dan $(1,57 \pm 3,91\%) \mu\text{Ci}$. Sedangkan Capintec pada tombol Tc-99m dan I-131 masing-masing $(0,20 \pm 5,09\%)$ dan $(0,06 \pm 5,06\%) \mu\text{Ci}$.

Hasil menunjukkan Dose Calibrator memiliki tingkat kepresisian ukur yang lebih baik dibandingkan Capintec karena deviasi standar reratanya lebih rendah dibandingkan Capintec. Namun Capintec memiliki tingkat akurasi ukur dan kestabilan yang lebih baik dibandingkan Dose Calibrator karena rerata cacah latarnya lebih kecil.

UCAPAN TERIMA KASIH

1. Bapak Holnisar, Ir. Pujadi, Rosdiani dan Agung Agusbudiman, selaku staf sub bidang standardisasi yang telah banyak membantu proses iradiasi dan pengambilan data penelitian
2. Achmad Abdullah, Sigit Nur Cahyo dan Arif Maulana Yusuf, selaku mahasiswa praktek dari Fakultas MIPA – UI, yang telah banyak membantu proses pengambilan data penelitian di Laboratorium Standardisasi, PTKMR-BATAN.

DAFTAR PUSTAKA

1. PERATURAN KEPALA BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR TAHUN, tentang Laboratorium Dosimetri, Kalibrasi Alat Ukur Radiasi dan Keluaran Sumber Radiasi Terapi, dan Standardisasi Radionuklida, 2004
2. NATIONAL COUNCIL on RADIATION PROTECTION and MEASUREMENTS, A Handbook of Radioactivity Measurements Procedures, Report No. 58, 1 Edition, Washington, 1978
3. RADIOISOTOPE CALIBRATOR CAPINTEC, Owner's Manual, 1993
4. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Measurement Uncertainty, A Practical Guide for Secondary Standards Dosimetry Laboratories, TECDOC-1585, Vienna, 2008

5. INTERNATIONAL COMMISSION on RADIOLOGICAL PROTECTION, Radionuclide Transformations Energy and intensity of Emissions, Publication 38, Volume 11-13, Oxford-New York-Frankfurt, 1983
6. CAL/RAD MARK VI, Instruction Manual, 2004

PENENTUAN KUALITAS BERKAS RADIASI SINAR-X DARI PESAWAT SINAR X DIAGNOSTIK TOSHIBA MODEL TR-100 AS-1

Suyati, Dyah Dwi Kusumawati dan Helfi Y
Pusat Teknologi Keselamatan Metrologi dan Radiasi - BATAN

ABSTRAK

PENENTUAN KUALITAS BERKAS RADIASI SINAR-X DARI PESAWAT SINAR X DIAGNOSTIK TOSHIBA MODEL TR-100 AS-1. Kualitas berkas radiasi sinar X dari pesawat sinar X Toshiba model TR-100 As-1 diukur dengan menggunakan dosimeter rad check Plus Victoreen. Detektor ionisasi yang terdapat pada dosimeter Rad Check Plus diletakkan pada jarak 100 cm dari pusat sumber radiasi dan disinari baik dengan atau tanpa filter dengan berkas radiasi sinar X yang dioperasikan pada tegangan 80 kV, 20 mAs dan waktu penyinaran 0,4 detik. Ketebalan filter Al yang digunakan adalah 0 mmAl sampai 2 mmAl diletakkan didepan kolimator pesawat sinar X. Dari grafik yang menghubungkan paparan radiasi dan filter Al diperoleh besarnya kualitas berkas radiasi sinar X dari pesawat sinar X pada tegangan 80 kV, arus 20 mAs adalah 1,9 mmAl.

Kata kunci: pesawat Sinar – X diagnostik, detektor ionisasi, kualitas berkas radiasi.

ABSTRACT

DETERMINATION OF X-RAY BEAM QUALITY OF DIAGNOSTIC X RAY TOSHIBA MACHINE TR-100 AS-1. Determination of X-ray beam quality of Toshiba diagnostic x ray machine TR-100 AS-1 has been done using Rad check Plus Victoreen dosimeter. The ionization chamber inside the dosimeter was placed on 100 cm distance from focus of x ray beam and exposed without or with aluminium filter by x ray radiation beam operated on 80 kV, 20 mAs and 0.4 second exposure time. The filter thicknesses of 0 – 2 mmAl was put on the front of x ray machine collimator. From the curve which connected radiation exposure and Al filter was obtained that X-ray beam quality of X-ray machine operated on tube voltage of 80 kV and 20 mAs current was 1.9 mm Al.

Keywords: diagnostic X-Ray machine, Ionization chamber, radiation beam quality.

I. PENDAHULUAN

Kesehatan merupakan faktor yang sangat penting bagi manusia untuk dapat melaksanakan kegiatan sehari hari disamping faktor sosial dan ekonomi. Upaya penyelenggaraan kesehatan meliputi upaya kesehatan perorangan maupun upaya kesehatan masyarakat¹. Untuk meningkatkan mutu pelayanan, suatu rumah sakit sudah semestinya

dilengkapi dengan alat-alat kesehatan yang menunjang fungsi dari rumah sakit tersebut disamping tenaga ahli di bidang kesehatan.

Beberapa penyakit dapat diketahui dengan melihat gejala-gejala yang timbul pada tubuh penderita bagian luar. Namun ada beberapa penyakit yang gejalanya tidak diketahui dari luar tubuh penderita. Untuk itu perlu alat yang mampu

mendiagnosa penyakit pada tubuh bagian dalam. Salah satunya adalah pesawat sinar-X radiodiagnostik².

Kualitas berkas radiasi dari pesawat sinar X merk Toshiba Model TR-100 AS-1 yang ada di klinik PTKMR diukur dengan dosimeter Rad Check Plus Victoreen. Pengukuran dilakukan dengan meletakkan detector pada jarak 50 cm dari pusat sumber dengan dan tanpa filter Al.

Tidak adanya batasan dosis radiasi yang diterima oleh pasien yang menjalani pemeriksaan dengan teknik radiodiagnostik tidak mengesalkan arti pentingnya optimasi proteksi radiasi pada pasien. Pemeriksaan dengan memanfaatkan citra yang dihasilkan akan dapat memberikan suatu gambaran radiografik sehingga dokter/radiolog dapat mendiagnosa penyakit pasien dengan lebih jelas. Untuk pemakaian sumber radiasi perlu diketahui kualitas dari sumber radiasi yang dipakai sehingga perkiraan dosis yang diterima oleh pasien dapat ditentukan.^{3,4}

Kualitas berkas radiasi sinar-x biasanya dinyatakan dalam istilah nilai tebal paro atau Half Value Layer (HVL) yang didefinisikan sebagai ketebalan bahan tertentu yang dapat mengurangi laju paparan berkas radiasi menjadi separo dari nilai semula. Nilai tebal paro ini

merupakan karakteristik dari suatu pesawat sinar-x yang bergantung pada tegangan tabung pesawat sinar-x, filter bawaan dan filter tambahan yang digunakan. Untuk nilai tegangan kurang dari 120 kV, HVL biasanya dinyatakan dengan mmAl⁵. Penentuan kualitas berkas radiasi atau nilai tebal paro ini adalah untuk mempermudah penghitungan dosis yang akan dipakai untuk penyinaran pasien.

Pada penelitian ini akan diuraikan cara menentukan kualitas berkas radiasi dan mengukur keluaran berkas radiasi dari pesawat sinar X Toshiba model TR-100 AS-1.

II. TATA KERJA

Pesawat sinar-X Toshiba model TR-100 AS-1 seperti yang terlihat pada Gambar 1a dan 1b dan memiliki data filter inheren sebesar 2,1 mmAl. Setelah pesawat sinar X dipanaskan selama 30 menit tegangan 80 kV arus 20 mA dan waktu penyinaran 0,4 detik. Sedangkan filter yang digunakan dalam pengukuran kualitas berkas adalah filter aluminium RMI Model 115A, serial no 5418 (Gambar 2a) dengan berbagai ketebalan dari 0,1-2,0 mmAl

- Dosimeter Rad check dengan detector kamar ionisasi diletakkan tegak lurus

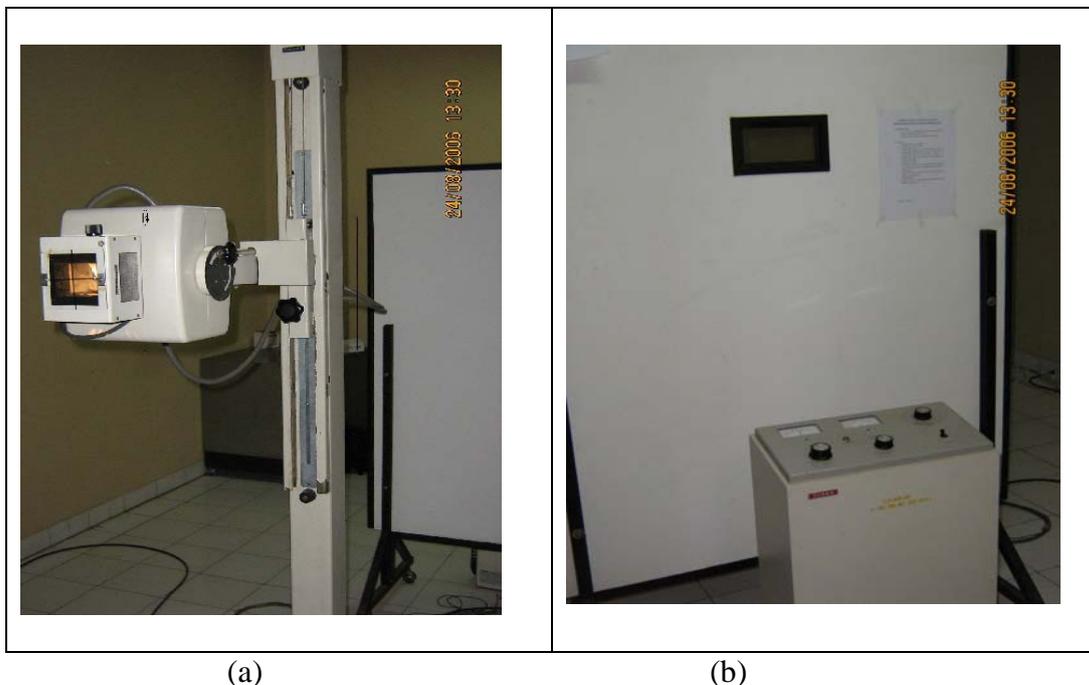
di depan kolimator dan sumbu berkas tepat jatuh pada pusat detektor dengan jarak 50 cm.

- Detektor disinari dengan menekan tombol *deadman* sehingga diperoleh bacaan yang dapat dilihat pada dosimeter. Setelah itu tanpa adanya filter aluminium pada permukaan kolimator.
- Dengan langkah yang sama dilakukan penyinaran terhadap detektor dengan filter tambahan Al dengan ketebalan bervariasi antara 0,0; 0,3; 0,5; 1,0; 1,5; 1,8; 1,9; dan 2,0 mm diletakkan menempel pada permukaan kolimator.

Pesawat sinar X ini bisa digunakan pada tegangan kerja antara 55 – 80 kV

dan arus antara 20-40 mAs yang menunjukkan hubungan antara tebal filter Al dan bacaan. Dari bacaan yang diperoleh dapat dibuat kurva kualitas berkas radiasi dari pesawat sinar X Toshiba model TR-100 AS-1 dengan dosimeter Rad Check Plus Victoreen model 06-526.

Filter Aluminium RMI Model 115A, serial No 5418 (Gambar 2.a) dengan berbagai ketebalan dari 0,1 – 2,0 mm digunakan dalam pengukuran kualitas berkas.



Gambar 1.a. Tabung pesawat radiodiagnostik konvensional merk Toshiba model TR-100 AS-1
b. Kontrol panel pesawat radiodiagnostik konvensional



(a)

(b)

Gambar 2. a. Filter Alumunium RMI Model 115A, serial No 5418
 b. Dosimeter Rad check plus model 06-526 Victoreen, Serial No. 103577

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

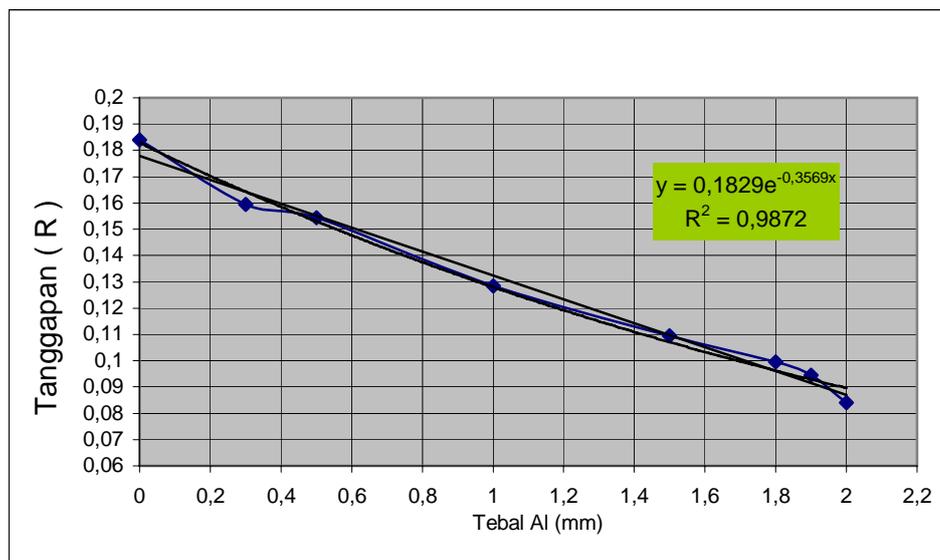
Hasil pengukuran berkas radiasi dari pesawat sinar-X dengan berbagai filter disajikan pada Tabel 1. Berdasarkan Tabel 1 di atas dapat dibuat grafik yang menghubungkan ketebalan filter Al (mm)

dengan paparan radiasi pesawat sinar-X seperti disajikan pada Gambar 3. Dari hubungan antara ketebalan filter dan paparan radiasi diperoleh persamaan garis $Y = 0,1829e^{-0,3569X}$.

Tabel 1. Data pengukuran berkas radiasi pesawat sinar-X Toshiba TR-100 AS-1 menggunakan dosimeter Rad check plus Victoreen model 06-526 dengan berbagai filter.

No	Ketebalan filter Al (mm)	Paparasi Radiasi Rad Check (R)		Paparasi Rerata (R)
1	0,0	0,183	0,185	0,1840
2	0,3	0,161	0,158	0,1595
3	0,5	0,155	0,154	0,1545
4	1,0	0,128	0,129	0,1285
5	1,5	0,110	0,109	0,1095
6	1,8	0,100	0,099	0,0995
7	1,9	0,094	0,095	0,0945

8	2,0	0,085	0,083	0,0840
---	-----	-------	-------	--------



Gambar 3. Hubungan Ketebalan Filter Al terhadap paparan radiasi pesawat sinar-X untuk 80 kV – 5 mAs dan jarak sumber ke detektor 50 cm.

Dengan memasukkan nilai $X=0$ atau tanpa filter akan diperoleh besarnya nilai Y atau paparan radiasi maksimal. Dengan memasukkan nilai Y menjadi $\frac{1}{2}Y$ ke dalam persamaan garis akan diperoleh besarnya nilai X yang merupakan nilai HVL.

IV. KESIMPULAN

Dari hasil pengukuran diperoleh nilai HVL pesawat sinar-X diagnostik di klinik PTKMR yang dioperasikan pada 80 kV, 20 mAs dan waktu penyinaran 0,4 detik adalah 1,9 mm Al.

DAFTAR PUSTAKA

1. NASUKHA, "Kalibrasi dan interkomparasi TLD untuk pengukuran dosis pasien pada pemeriksaan radiodiagnostik konvensional." Prosiding Pertemuan dan Presentasi Ilmiah Yogyakarta Juli 1997.
2. HENDRA WARDENI, "Karakteristik Berkas Sinar Pesawat Radiodiagnostik Konvensional Foto thorak dan Modifikasi Berkas untuk Optimasi Paparan Pesawat di RS. M Djamil Padang". Universitas Andalas 2005.
3. MASSEY, JOHN B., *Manual of Dosimetry in Radiotherapy, Technical Report Series No.110*, IAEA, Vienna, 1970.
4. NUGROHO, AGUNG, "Penentuan nilai tebal paro pesawat sinar X shimadzu 370 kV di laboratorium kalibrasi JAERI", Jepang Prosiding Pertemuan Ilmiah Pranata Nuklir PSPKR-BATAN Juni 1996.
5. YULIATI HELFY., MUKHLIS AKHADI, "Koreksi Faktor

Pertumbuhan Dalam Pengukuran HVL sinar-X” Prosiding Seminar Sains dan Teknologi Nuklir, BATAN-Bandung Juli 2000.

6. JOHNS. H.E and CUNNINGHAM. J.R, *The physics of Radiology Charles C Thomas. Publisher. Springfie.*

TANYA JAWAB

1. Penanya : Anda (Pusdiklat-BATAN)

Pertanyaan :

1. Apakah alat ini dapat digunakan untuk mengukur kVp pesawat sinar-X untuk industri ?

Jawaban : Suyati

1. Dapat, namun alat ukur yang digunakan harus diganti menggunakan alat ukur yang daerah kerjanya sesuai dengan daerah kerja pesawat sinar-X yang akan diperiksa.

PENCACAHAN SAMPEL STANDAR DENGAN VARIASI 2 SIGMA % PADA PENCACAH KELIP CAIR MENGGUNAKAN MODEL PENGUKURAN NORMAL

Elistina dan Mulyono Hasyim

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi - BATAN

ABSTRAK

PENCACAHAN SAMPEL STANDAR DENGAN VARIASI 2 SIGMA % PADA PENCACAH KELIP CAIR MENGGUNAKAN MODEL PENGUKURAN NORMAL. Pencacahan sampel standar dengan variasi 2 sigma % pada pencacah kelip cair dapat dilakukan dengan cara mengukur aktivitas beberapa sampel standar tritium (^3H) dan karbon 14 (^{14}C) yang aktivitas sampel diketahui secara pasti. Model pengukuran normal sering digunakan untuk sampel yang jumlahnya banyak dan dapat dijumpai pada semua jenis pencacah kelip cair sehingga akan diperoleh hasil yang memuaskan. Kurva kalibrasi standar didasarkan pada nilai $tSIE$ dan efisiensi yang digunakan hanya satu kali untuk sampel yang dicacah secara bersamaan. Kurva kalibrasi standar tritium dengan aktivitas 204.900 dpm dan karbon 14 dengan aktivitas 111.737 dpm . Sebanyak sepuluh sampel larutan standar tritium (^3H) dan karbon 14 (^{14}C) dengan volume 15 ml dicacah selama 10 menit per sampel dan batasan cacahan (2 σ %) dengan variasi : 0,4; 0,5; 0,6; 0,8; 1,0; 1,5; 2,0 dan 2,5 dengan maksimum cacahan 250.000, 160.000, 62.500, 40.000, 17.778, 10.000 dan 6.400. Sampel diukur menggunakan pencacah kelip cair dan metode pengukuran normal. Hasil perhitungan rerata aktivitas yang diperoleh dari setiap pengaturan %2s pada sepuluh sampel sampel standar tritium adalah 95.619 dpm dan karbon 14 adalah 102.489 dpm . Cacahan yang akurat dan prosedur eksperimen yang baik akan menghasilkan nilai ketepatan statistik yang hampir sama. Nilai keakuratan dari alat yang digunakan secara nisbi yaitu sampel standar tritium (^3H) adalah 98,22 % dan karbon 14 (^{14}C) adalah 99,14 %.

Kata kunci : sampel standar tritium dan karbon 14 dan pencacah kelip cair.

ABSTRACT

COUNTING OF STANDARD SAMPLES WITH VARIATION OF 2 SIGMA % FOR LIQUID SCINTILLATION ANALYZER USING METHOD OF NORMAL MEASUREMENT. Counting of standard samples with variation of 2 sigma % at appliance liquid scintillation analyzer can be conducted by measuring activity of some standard samples tritium (^3H) and carbon 14 (^{14}C) which activity of sample known surely. Normal measurement model is often used for sample which its amount a lot of and can be met at all of liquid scintillation analyzer type so that will be obtained by a satisfied result. Calibration curve of standard relied on by value of $tSIE$ and efficiency used only once for samples which the count concurrently. Calibration curve of tritium standard with activity 204,900 dpm and carbon 14 with activity 111.737 dpm . As such 10 samples of standard tritium (^3H) and carbon 14 (^{14}C) with volume 15 ml of count during 10 minutes per sample and level counting (2 sigma %) with variation : 0.4; 0.5; 0.8; 1.0; 1.5; 2.0 and 2.5 with maximum counting were 250,000; 160,000; 62,500; 40,000; 17,778; 10,000 and 6,400. Samples measured using liquid scintillation analyzer and method of normal measurement. Result of calculation of average of activity obtained from each arrangement %2s at 10 samples of standard tritium was 95,619 dpm and carbon 14 was 102,489 dpm . Accurate counting and the good experiment procedure will yield statistic accuracy value which same. Accuracy value from instrument was used by nisbi that was standard samples tritium (^3H) was 98.22 % and carbon 14 (^{14}C) was 99.14 %.

Keywords : samples of tritium and carbon 14 standard and liquid scintillation analyzer

I. PENDAHULUAN

Pencacah kelip cair (*Liquid Scintillation Analyzer*) merupakan alat cacah yang sangat sensitif digunakan sebagai pendeteksi dan pengukur aktivitas radionuklida. Pengukuran aktivitas radionuklida ini didasarkan pada laju cahaya foton yang dipancarkan oleh larutan di dalam sampel dan fenomena fisika yang menjelaskan struktur zat dan radioaktivitas yang ada. Pencacah kelip cair ini umumnya digunakan dalam bidang biologi dan kedokteran terutama untuk mencacah sampel radioaktif pemancar beta (β^-) yang bertenaga rendah seperti tritium (^3H) dan karbon 14 (^{14}C). Meskipun demikian pencacah kelip cair sering juga dipakai dalam bidang lingkungan, geologi, arkeologi, ekologi, klimatologi dan sebagainya.

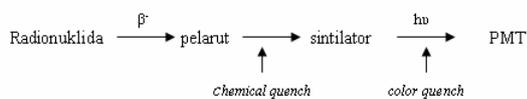
Ada beberapa model pengukuran yang masing-masing mempunyai kelebihan berbeda yang dapat dilakukan dengan pencacah kelip cair ini. Tetapi yang sering digunakan adalah model pengukuran normal karena model ini dapat digunakan pada semua jenis pencacah kelip cair. Model pengukuran normal sering digunakan untuk sampel dengan jumlah yang banyak sehingga akan diperoleh hasil yang memuaskan.

Dalam makalah ini akan diuraikan hasil pencacahan sampel standar dengan variasi 2 sigma % (2s%) pada pencacah kelip cair menggunakan model pengukuran normal. Kegiatan ini dilakukan untuk mengamati statistik pencacahan pada pengukuran nisbi terhadap satu seri sampel standar tritium (^3H) dan karbon 14 (^{14}C) yang telah diberi pemadam (*quencher*) dengan aktivitas yang diketahui secara pasti (*true value*) dengan variasi 2 sigma %. Disamping itu juga untuk mengetahui keakuratan statistik (*statistical accuracy*) yang diperlihatkan pada variasi nilai 2 sigma %.

II. TEORI

Pencacah kelip cair menggunakan detektor kelip cair untuk mendeteksi dan menentukan jumlah zat radioaktif yang terkandung dalam suatu sampel. Proses dasar kelip cair ini adalah sinar β^- yang dipancarkan oleh inti akan berinteraksi dengan materi disekitarnya. Untuk itu diperlukan bahan pendeteksi sinar β^- berupa campuran beberapa zat organik yang dapat menghasilkan foton kelipan cahaya dengan persyaratan tertentu yang disebut juga *cocktail*. Sampel-sampel yang diamati hampir semuanya dalam keadaan tidak murni atau bercampur dengan bahan-bahan lain sehingga sampel mengandung

zat pemadam (*quencher*). Sampel yang akan dianalisis diberi perlakuan khusus untuk mengurangi efek pemadam tersebut. Sebagai bahan pendeteksi zarah β^- digunakan campuran beberapa zat organik yang disebut detektor atau sintilator cair yang berfungsi sebagai pelarut sampel. Spektrum β^- yang dipancarkan dari inti mempunyai kemampuan untuk berinteraksi dengan materi disekitarnya. Ada beberapa bahan organik yang apabila dikenai spektrum β^- akan menghasilkan foton-foton kelipan cahaya. Proses pembentukan kelipan cahaya ini merupakan dasar kerja pencacah kelip cair, yang dapat dilihat pada bagan di bawah ini :



Pencacah Kelip Cair (*Liquid Scintillation Analyzer*) umumnya digunakan untuk mencacah sampel radionuklida pemancar beta (β^-) yang bertenaga rendah, seperti Tritium (^3H) dan Karbon-14 (^{14}C). Kedua isotop tersebut adalah isotop yang tidak stabil atau bersifat radioaktif. Untuk menjadi stabil maka satu neutronnya diubah menjadi proton dengan memancarkan zarah β^- (*elektron*) dan antineutron yang disebut peluruhan β^- . Elektron-elektron yang dipancarkan oleh

satu jenis isotop pemancar beta (β^-) tidak mempunyai energi gerak yang sama. Energi gerak ini bisa dari nol sampai energi maksimum yang besarnya berbeda untuk setiap isotop tersebut. Zarah β^- yang dipancarkan oleh inti bukan pada energi maksimum (E_{max}), tetapi yang paling sering hanya $1/3$ dari E_{max} . Sebagai akibatnya spektrum β^- merupakan spektrum yang mempunyai puncak pada tenaga $1/3 E_{\text{max}}$. Nilai E_{max} Tritium (^3H) adalah 18,6 keV dan Karbon-14 (^{14}C) adalah 156 keV. Pada alat *LSA*, Tritium (^3H) dan Karbon-14 (^{14}C) digunakan sebagai sumber standar radioaktif untuk mengkalibrasi alat dan membuat kurva kalibrasi¹.

Kurva kalibrasi yang dibuat berdasarkan besarnya nilai *tSIE* versus Efisiensi. *The transformed Spectral Index of the External standard* berfungsi untuk menentukan besarnya *quenching* sampel dengan menggunakan pola distribusi energi dari elektron *compton* yang diinduksi di dalam skintilasi cair oleh sumber eksterna ^{133}Ba yang terdapat didalam alat *LSC* tersebut. Efisiensi adalah nilai yang menunjukkan sensitifitas alat dan biasanya bergantung pada zat radioaktif yang akan ditentukan.

Dengan membandingkan besarnya nilai $tSIE$ sampel dan $tSIE$ standar maka efisiensi dan aktivitas sampel dapat ditentukan. Waktu pencacahan diatur dengan cara mengakses nilai 2 sigma % yang berguna untuk membatasi cacahan sampel. Cacahan yang akurat dan juga prosedur eksperimen yang baik diperoleh bila semua sampel yang dicacah akan menghasilkan nilai ketepatan statistik yang hampir sama dengan keakuratan statistik (*statistical accuracy*) sebesar 95 % dicapai dengan diperlihatkan pada variasi nilai 2 sigma %².

Perhitungan statistik pencacahan sampel radioaktif menggunakan pencacah kelip cair dapat ditunjukkan dalam nilai prosentase 2 sigma % (%2s). Nilai ini didefinisikan sebagai tingkat kepercayaan 95,5 % (95,5 % *confidence limit*), dengan persamaan sebagai berikut :

$$\% 2s = \frac{200}{\sqrt{\text{cacahan yang diakumulasi}}} \dots\dots\dots (1)$$

Perhitungan aktivitas setiap sampel menggunakan persamaan sebagai berikut :

$$\text{Aktivitas} \rightarrow A \text{ (dpm)} = \frac{100 \times \text{cpm}}{\text{Efisiensi (\%)}} \dots\dots\dots (2)$$

Hasil pengukuran nisbi pada sampel tritium (³H) dan karbon 14 (¹⁴C) dapat menggunakan persamaan berikut ini :

$$\text{Hasil pengukuran nisbi (\%)} = \frac{\text{Aktivitas standar} - \text{aktivitas sampel yang diukur}}{\text{Aktivitas standar}} \times 100 \dots\dots\dots (3)$$

III. TATA KERJA

1. Bahan dan Peralatan

Peralatan yang digunakan adalah pencacah kelip cair (*LSA*) 2550 TR/LL *Tri-Carb Packard*. Sebagai larutan standar kalibrasi digunakan tritium (³H), karbon 14 (¹⁴C) dan cacah latar. Larutan standar yang digunakan adalah tritium (³H) sebanyak sepuluh sampel (10 *quench standard*) dengan masing-masing sampel mempunyai volume 15 ml dan aktivitas 263.500 dpm ± 1,6% pada tanggal 8 oktober 1993; dan karbon 14 (¹⁴C) sebanyak sepuluh sampel (10 *quench standard*) dengan masing-masing sampel mempunyai volume 15 ml dan aktivitas 111.800 dpm ± 1,3% pada tanggal 11 Agustus 1993.

2. Pembuatan kurva kalibrasi (kalibrasi *quench standard*) :

Pencacah kelip cair dikalibrasi menggunakan larutan standar kalibrasi sesuai dengan instruksi kerja alat sampai kemudian diperoleh hasil bahwa alat sudah terkalibrasi dengan keluar tulisan yang tercetak (*system normalized*). Larutan standar ^3H dan ^{14}C disusun dalam *cassette holder* sesuai dengan nomor urut yang tertera diatas *vial* lalu dicacah mengikuti instruksi kerja yang ada pada pencacah kelip cair untuk membuat kurva kalibrasi dengan cara memasukkan data-data yang diperlukan yaitu : waktu cacah 30 menit, radionuklida ^3H dan ^{14}C dengan indikator pemadam *tSIE* hingga kurva standar tritium dan karbon 14 yang diinginkan diperoleh ($\% \text{ Eff vs } tSIE$)³ yang digunakan sebagai kurva baku untuk pencacahan sampel.

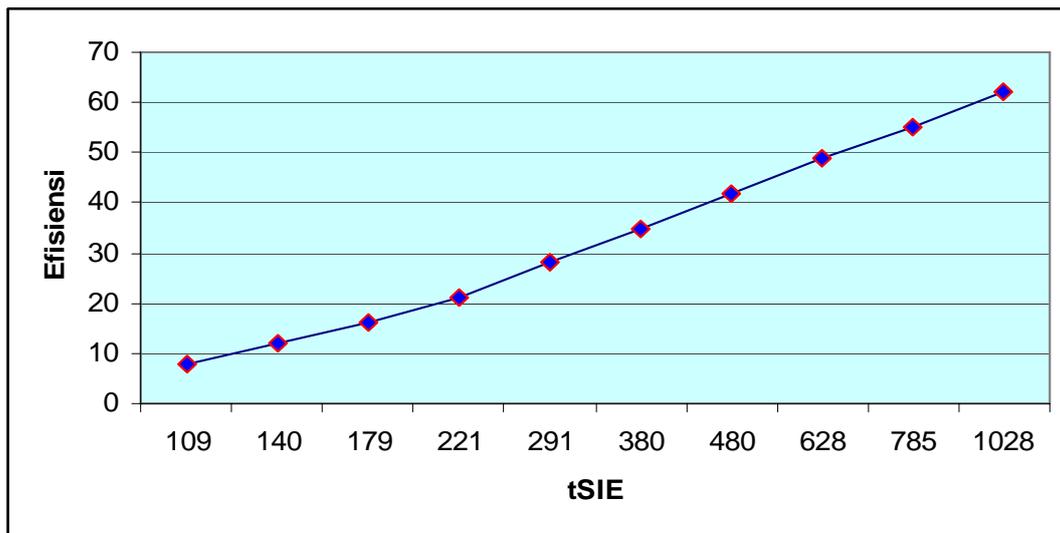
3. Pengukuran sampel ^3H dan ^{14}C

Pencacah kelip cair di-ON-kan lalu diikuti dengan pengaturan tombol fungsi sesuai dengan instruksi kerja alat

yang tersedia untuk pencacahan sampel ^3H dan ^{14}C dengan cara memasukkan data-data yang diperlukan yaitu : waktu pencacahan selama 10 menit per sampel, siklus pencacahan 3 kali, model pencacahan *single dpm*, radionuklida yang dicacah ^3H dan ^{14}C , batasan cacahan (*2 sigma %*) dengan variasi ; 0,4; 0,5; 0,6; 0,8; 1,0; 1,5; 2,0 dan 2,5 dengan maksimum cacahan 250.000, 160.000, 62.500, 40.000, 17.778, 10.000 dan 6.400 dan indikator pemadam *tSIE*.

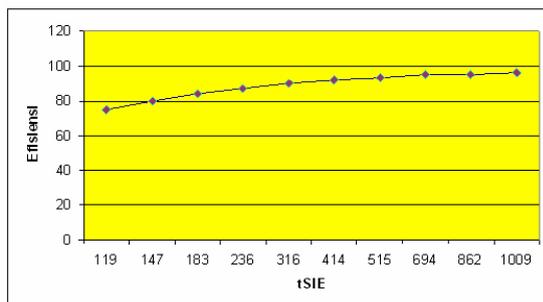
IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

Dari hasil cacahan untuk tritium (^3H) dan karbon 14 (^{14}C) dibuat kurva kalibrasi standar pemadam berdasarkan besarnya nilai *tSIE* dan efisiensi yang digunakan hanya satu kali untuk sampel yang dicacah secara bersamaan. Dengan membandingkan besarnya nilai *tSIE* sampel dan *tSIE* standar dapat dihitung besarnya efisiensi dan aktivitas sampel. Kurva kalibrasi standar pemadam untuk tritium ($A = 204.900 \text{ dpm}$) dapat dilihat pada Gambar 1 di bawah ini.



Gambar 1. Kurva kalibrasi standar pemadam (*quencher*) untuk tritium (^3H)

Kurva kalibrasi standar pemadam untuk karbon 14 ($A = 111.737$ dpm) dapat dilihat pada Gambar 2 di bawah ini.



Gambar 2. Kurva kalibrasi standar pemadam (*quencher*) untuk karbon 14 (^{14}C)

Statistik pencacahan sampel radioaktif merupakan perhitungan peluruhan yang sangat alami pada radioaktif untuk memancarkan partikel beta murni setiap waktu (*random decay*). Tidak diketahui kapan sebuah inti atom akan meluruh maka perhitungan dapat menggambarkan perilaku meluruhnya sebuah radioaktif. Statistik yang digunakan

disini adalah menunjukkan kemungkinan sebuah cacahan dalam batasan yang telah ditetapkan. Waktu cacahan yang diatur dapat membatasi pencacahan sampel sehingga hasil yang didapatkan akurat. Dari hasil cacahn sampel dapat dihitung selisih cacahan (%) dan hasil pengukuran nisbi yang diperoleh (%) pada setiap sampel standar yang selanjutnya dibuat merata untuk setiap sampel. Hasil cacahan dan perhitungan rerata aktivitas yang diperoleh dari setiap pengaturan %2s pada sepuluh sampel standar tritium dan karbon 14 dapat dilihat pada Tabel 1 dan 2 di bawah ini :

Tabel 1. Hasil pencacahan dan perhitungan aktivitas tritium (^3H)

No.	Maksimum cacahan (cpm)	Nilai 2 sigma %	Aktivitas standar (dpm)	Aktivitas sampel (dpm)	Hasil pengukuran nisbi (%)
1	250.000	0,4	94.731	95.273	98,33
2	160.000	0,5	94.717	95.569	98,24
3	62.500	0,8	94.717	95.567	98,29
4	40.000	1,0	94.702	95.766	98,25
5	17.778	1,5	94.702	95.514	98,27
6	10.000	2,0	94.702	95.957	98,01
7	6.400	2,5	94.702	95.688	98,12
		Rerata		95.619	98,22

Tabel 2. Hasil pencacahan dan perhitungan aktivitas karbon 14 (^{14}C)

No.	Maksimum cacahan (cpm)	Nilai 2 sigma %	Aktivitas standar (dpm)	Aktivitas sampel (dpm)	Hasil pengukuran nisbi (%)
1	250.000	0,4	102.995	102.457	99,29
2	160.000	0,5	102.995	102.512	99,28
3	62.500	0,8	102.995	102.628	99,28
4	40.000	1,0	102.995	102.616	99,09
5	17.778	1,5	102.995	102.434	98,81
6	10.000	2,0	102.995	102.375	99,45
7	6.400	2,5	102.995	102.401	98,81
		Rerata		102.489	99,14

Hasil yang diperoleh dari kedua seri sampel standar tritium dan karbon 14 di atas mempunyai nilai yang hampir sama walaupun ada hasil pengukuran yang nilainya agak berbeda (tercetak miring). Hal ini kemungkinan disebabkan pada saat pencacahan sampel terjadi perubahan naik atau turunnya efisiensi pencacahan yang berbanding dengan cacah latar sehingga sangat berpengaruh pada hasil cacahan. Hasil rerata yang diperoleh untuk sampel standar tritium pada Tabel 1 adalah 98,22 % dan sampel standar karbon 14 pada Tabel 2 adalah 99,14%.

V. KESIMPULAN

Dari pencacahan sampel standar dengan variasi 2 sigma % pada pencacahan kelip cair menggunakan model pengukuran normal secara nisbi diperoleh hasil pencacahan untuk sampel tritium (^3H) adalah 98,22 % dan sampel karbon 14 (^{14}C) adalah 99,14 %. Berdasarkan pada ketelitian statistik (*statistical accuracy*) bila hasil pengukuran yang diperoleh > 95 % maka alat tersebut dikatakan cukup akurat dan teliti. Hasil cacahan yang akurat dan juga prosedur eksperimen yang baik menyatakan bahwa seluruh sampel yang

dicacah akan menghasilkan nilai ketepatan statistik yang hampir sama.

DAFTAR PUSTAKA

1. *Kelip Cair*, Program Pendidikan dan Latihan Instrumentasi Kimia-I, BATAN (1983).
2. KESSLER, J.M., *Liquid Scintillation Analysis (Science and Technology)*, Packard, A Canberra Company (1989).
3. A PACKARD., *Operation Manual Liquid Scintillation Analyzer Model 2550 TR/LL, Tri Carb*, Packard (1990).

TANYA JAWAB

1. Penanya : Egres Ekaranti (PTKMR-BATAN)

Pertanyaan:

1. Sampel apakah yang digunakan untuk pencacahan pada makalah ini ?

Jawaban : Elistina

1. Sampel yang digunakan dalam pencacahan ini adalah larutan standar tritium dan karbon 14 yang telah diketahui dengan pasti aktivitasnya sehingga dapat diperoleh nilai ketepatan statistik yang hampir sama.

PEMANTAUAN KONTAMINASI PERMUKAAN DI DAERAH KERJA RADIASI PPGN JAKARTA TAHUN 2008

Ngatino, Djody RM, Amir Djuhara

Pusat Pengembangan Geologi Nuklir - BATAN

ABSTRAK

PEMANTAUAN KONTAMINASI PERMUKAAN DI DAERAH KERJA RADIASI PPGN JAKARTA TAHUN 2008. Akibat adanya tumpahan, hamburan maupun kesalahan penanganan zat radioaktif di laboratorium akan berpotensi menimbulkan kontaminasi zat radioaktif baik pada permukaan alat, meja maupun lantai. Untuk mengetahui seberapa jauh tingkat kontaminasi permukaan di laboratorium, harus dilakukan pemantauan kontaminasi permukaan dengan metode pengukuran langsung maupun tidak langsung menggunakan surveymeter kontaminasi Ludlum Model-3 dikombinasi dengan detektor Ludlum Model 44-9 dan Scaler Ludlum-1000. Pengukuran tidak langsung dilakukan dengan uji usap (*smear test*) dan dicacah dengan Scaler Ludlum-1000. Tujuan pemantauan adalah untuk memperoleh data tingkat kontaminasi permukaan di setiap laboratorium yang berpotensi terjadi kontaminasi sehingga dapat dilakukan pencegahan dini dan penanggulangan bahaya kontaminasi zat radioaktif. Hasil pemantauan kontaminasi permukaan daerah kerja PPGN tahun 2008 berkisar antara 0,268 - 7,370 Bq/cm², Bidang G&PBGN berkisar antara 0,268 - 7,370 Bq/cm², Bidang Keselamatan dan Lingkungan berkisar antara 0,268 - 2,010 Bq/cm² dan Bidang Eksplorasi berkisar antara 0,268 - 2,625 Bq/cm². Secara umum kontaminasi permukaan masih berada dibawah batas nilai tertinggi untuk daerah kerja radiasi sebesar 4 Bq/cm², namun ada dua lokasi yang melebihi nilai tersebut yaitu di gudang contoh pengolahan 4,020 Bq/cm² dan saluran air buangan laboratorium preparasi analisa kontrol 7,370 Bq/cm².

Kata Kunci : pemantauan, kontaminasi, zat radioaktif

ABSTRACT

MONITORING OF THE SURFACE CONTAMINATION IN THE RADIATION WORKING AREA OF THE PPGN JAKARTA IN 2008. Occurring of effluent, scattering and miss handling of radioactive material in the PPGN laboratory has potential to appear radioactive contamination either in surfaces of equipment, table or floor. To know how far the level of surface contamination in laboratory, monitoring of surface contamination by direct and indirect method has been carried out using Ludlum 3 contamination Surveymeter connected to Ludlum detector 44-9 and Scaler 1000. Indirect measurement was carried out by using a smear test and counted with Ludlum-Scaler 1000. The aim of monitoring was to know surface contamination level data in every laboratory which has a tend to arise contamination so that early protection and preparedness of the radiation dangerous possibility of radioactive contamination danger could be avoided. The results of monitoring surface contamination in 2008 were as followed: in the working area of PPGN in the range of 0.268 – 7.370 Bq/cm², in the G&PBGN division in the range of 0.268 – 7.370 Bq/cm², in the K&L division in the range of 0.268 – 2.010 Bq/cm², and in the Exploration division in the range of 0.268 – 2.625 Bq/cm². Generally, surface contamination was far below the highest limit of contamination for the working area that was (4 Bq/cm²), but there were 2 locations where their results were over the limit such as in the sample storage that was 4.020 Bq/cm² and in the waste drainage of preparation analysis control laboratory that was 7.370 Bq/cm².

Key words: monitoring, contamination, radioactive material

I. PENDAHULUAN

Resiko bahaya radiasi bagi pekerja di Pusat Pengembangan Geologi Nuklir dan Laboratorium Geologi Nuklir, bahaya radiasi interna bisa berasal dari kontaminasi zat radioaktif di udara maupun kontaminasi permukaan yang masuk ke dalam organ tubuh melalui saluran pernafasan maupun kulit. Bahaya radiasi eksterna terutama diakibatkan oleh penyinaran radiasi gamma yang dihasilkan oleh peluruhan $^{238}\text{Uranium}$, sedang untuk bahaya radiasi interna yang paling dominan adalah jenis radiasi beta maupun alfa. Akibat adanya tumpahan, hamburan maupun kesalahan penanganan di laboratorium akan menimbulkan kontaminasi zat radioaktif baik pada permukaan alat, meja maupun lantai.

Untuk mengetahui seberapa jauh tingkat kontaminasi permukaan di laboratorium, harus dilakukan pemantauan kontaminasi permukaan dengan metode pengukuran langsung maupun tidak langsung. Pengukuran langsung menggunakan surveymeter kontaminasi Ludlum Model-3 dikombinasi dengan detektor Ludlum Model 44-9 sedangkan untuk pengukuran tidak langsung dilakukan dengan uji usap dan hasilnya dicacah dengan Scaler Ludlum – 1000 dikombinasi dengan detektor Ludlum Model 44-9. Hal ini sejalan dengan SK. No. 12/Ka. BAPETEN/VI-99, tentang Ketentuan Keselamatan Kerja Penambangan dan Pengolahan Bahan Galian Radioaktif dimana

harus dilakukan pengukuran kontaminasi permukaan pada struktur dan peralatan untuk memperkirakan hasil guna sistem pengendalian debu dan menentukan langkah-langkah dalam mengurangi peluang masuknya zat radioaktif ke dalam tubuh¹. Untuk itu, disetiap ruangan yang digunakan untuk menangani bahan radioaktif serbuk harus dilengkapi sistem ventilasi yang baik (*exhaust fan*) dan alat pelindung diri yang memadai (masker, sarung tangan, pelindung kepala dan lain-lain).

Tujuan pemantauan adalah untuk memperoleh data tingkat kontaminasi permukaan alat, bahan maupun lantai di laboratorium yang ada di PPGN sebagai dasar dalam pencegahan dini dan penanggulangan bahaya radiasi yang mungkin terjadi akibat adanya kontaminasi zat radioaktif.²

Batas kontaminasi tertinggi yang diizinkan Badan Pengawas Tenaga Nuklir untuk uranium dan thorium 4 Bq/cm^2 atau $10^{-4} \mu\text{Ci/cm}^2$, namun untuk permukaan kulit tidak boleh melebihi $0,37 \text{ Bq/cm}^2$ atau $10^{-5} \mu\text{Ci/cm}^2$. Sedang batasan kontaminasi tinggi berdasarkan pembagian daerah kerja adalah $\geq 3,7 \text{ Bq/cm}^2$ (untuk pemancar α), $\geq 37 \text{ Bq/cm}^2$ (untuk pemancar β). Kegiatan ini merupakan usulan kegiatan penunjang penelitian dari Bidang Keselamatan dan Lingkungan dengan kode No. PPGN/5/K/09/2008.

II. TATA KERJA

1. Alat yang digunakan

Pemantauan kontaminasi permukaan di daerah kerja dilakukan dengan menggunakan surveymeter kontaminasi Ludlum Model-3 dikombinasi dengan detektor total (α , β , γ).



Gambar 1a. Surveimeter Ludlum Model-3 dengan detektor total (α , β , γ)



Gambar 1b. Surveimeter Ludlum Model 44-9 dan Scaler Ludlum – 1000.

2. Cara pengukuran kontaminasi permukaan

a. Pengukuran langsung

Pengukuran dilakukan dengan mendekatkan jendela detektor (tidak menempel) ke obyek yang diukur (permukaan peralatan, meja maupun lantai). Hasil pembacaan alat dikalikan dengan faktor kalibrasi surveymeter, sehingga didapat nilai kontaminasi dalam satuan Bq/cm^2 .

b. Pengukuran tidak langsung

Dilakukan apabila apabila lokasi yang akan diukur terdapat sumber radiasi ataupun zat radioaktif yang berpengaruh pada pembacaan alat atau tidak memungkinkan dilakukan pengukuran langsung. Pengukuran tidak langsung dapat dilakukan dengan uji usap (*smear test*) pada luasan tertentu yang dianggap cukup representatif. Hasil uji usap selanjutnya dicacah dengan Scaler Ludlum - 1000.

2. Lokasi pemantauan

Lokasi pemantauan adalah daerah kerja laboratorium yang berada di Bidang Geologi & Pertambangan Bahan Galian Nuklir, Bidang Keselamatan dan Lingkungan dan Bidang Eksplorasi.

a. Pemantauan di Laboratorium Prostek dan Hydrometalurgi Bidang G&PBGN.

Pemantauan meliputi ruangan laoratorium Proses dan Teknologi dan laoratorium Hydrome talurgi, preparasi

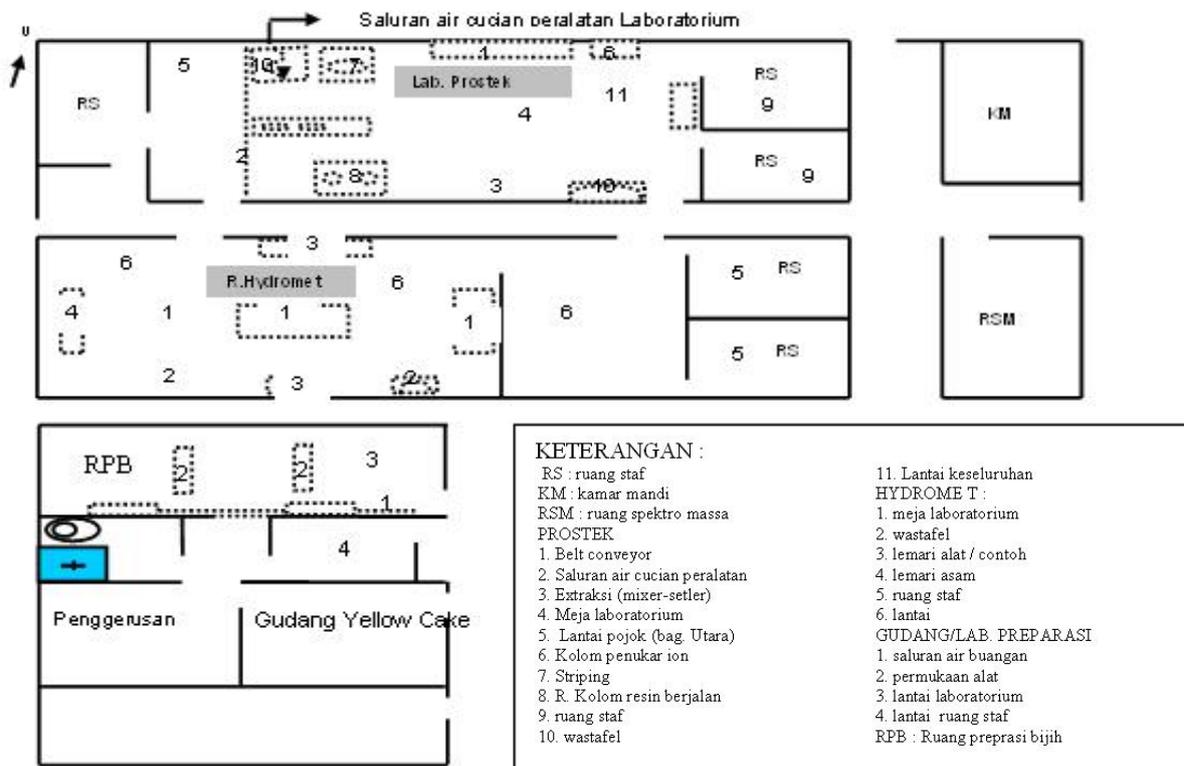
bijih/gudang dan beberapa ruang staf. Lokasi pengukuran dapat dilihat pada Gambar 2.

b. Pemantauan di laboratorium PLKL Bidang Keselamatan dan Lingkungan

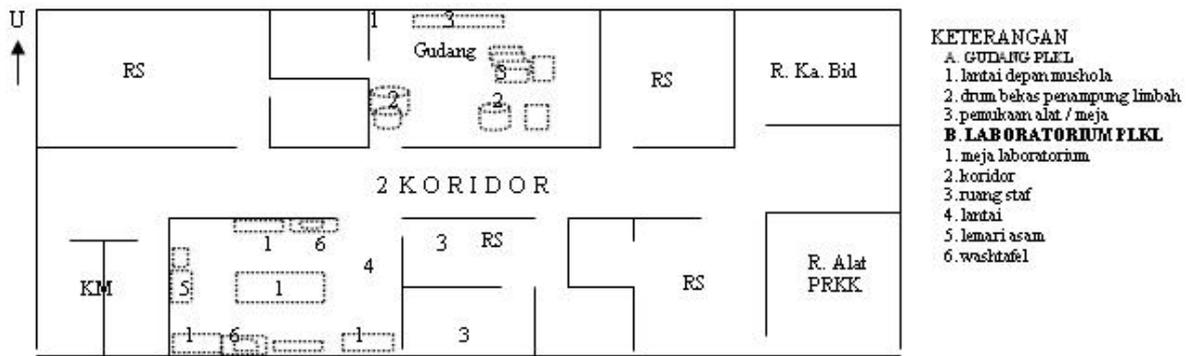
Lokasi pemantauan kontaminasi permukaan di Bidang Keselamatan dan Lingkungan terutama di laboratorium pengolahan limbah dan proteksi radiasi seperti tertera pada denah lokasi pengukuran dapat dilihat pada Gambar 3.

c. Pemantauan di laboratorium Mineralogi dan Geokimia Bidang Eksplorasi.

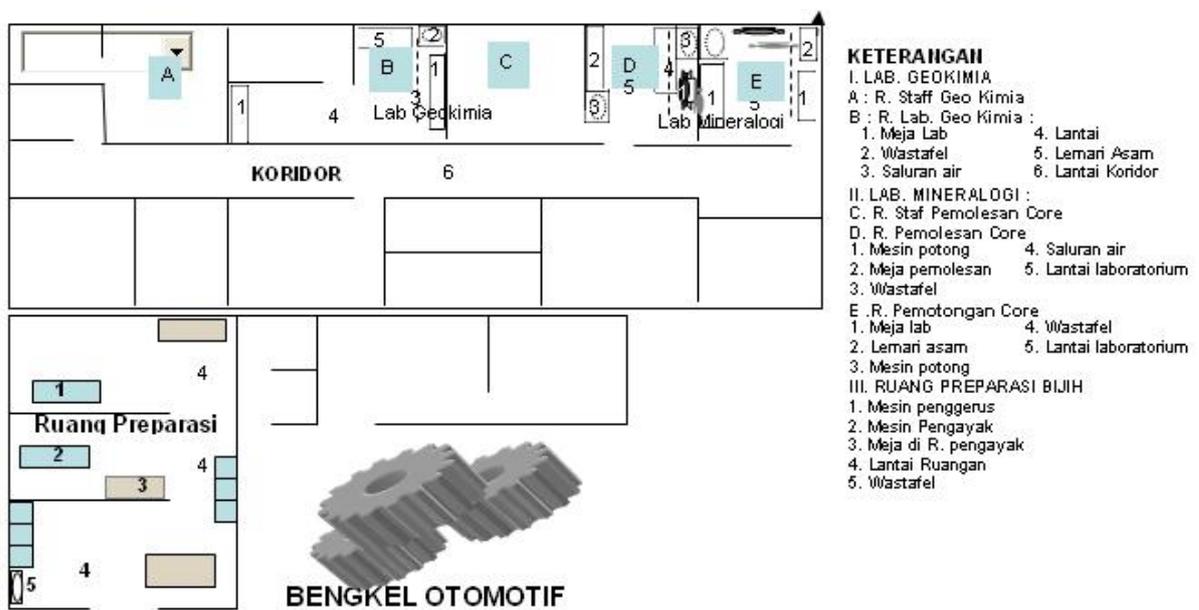
Lokasi pemantauan meliputi ruangan pemotongan batu dan pemolesan contoh di laboratorium mineralogi, laboratorium geokimia dan ruang preparasi bijih dapat dilihat pada Gambar 4.



Gambar 2. Denah Lokasi Pengukuran di Lab. Prostek dan Hydromet Bidang G&PBGN



Gambar 3. Denah Lokasi Pengukuran Lab. PLKL di Bidang Keselamatan dan Lingkungan



Gambar 4. Denah Lokasi Pengukuran di Lab. Mineralogi dan Geokimia Bidang Eksplorasi

Pemantauan dilakukan dengan pengukuran kontaminasi pada permukaan lantai, peralatan dan sarana lain di dalam daerah kerja (laboratorium) yang berpotensi terjadi kontaminasi.

Nilai tingkat kontaminasi permukaan untuk pengukuran langsung maupun tidak langsung dihitung dengan persamaan :

$$Tk(\text{langsung}) = Ns \times Fk \quad (\text{Bq/cm}^2) \quad \dots\dots\dots (1)$$

$$Tk(\text{tidak langsung}) = \frac{Cs - Cb}{\xi \cdot V} \quad (\text{Bq/cm}^2) \quad \dots\dots\dots (2)$$

dengan :

Tk adalah tingkat kontaminasi (Bq/cm^2)

Ns adalah laju cacah langsung (cpm)

Fk adalah faktor kalibrasi ($\frac{\text{Bq/cm}^2}{\text{cpm}}$)

Cs adalah cacah sampel

Cb adalah cacah latar

ξ adalah efisiensi detektor

V adalah luas permukaan uji usap

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil pengukuran kontaminasi permukaan daerah kerja radiasi / laboratorium di PPGN tahun 2008 berkisar 0,268 – 7,370 Bq./cm², tingkat kontaminasi tertinggi berada di dalam saluran air buangan ruang proses dan teknologi. Batas umum kontaminasi permukaan yang disebabkan oleh nuklida

pemancar alpha untuk uranium dan thorium tertinggi yang diizinkan 4 Bq/cm², sedang untuk daerah tertentu ditoleransi sampai 37 Bq/cm².

Hasil pengukuran kontaminasi permukaan daerah kerja laboratorium Proses dan teknologi, Hydrometalurgi dan gudang/ruang preparasi bijih laboratorium analisis kontrol Bidang Geologi dan Pertambangan Bahan Galian Nuklir terlihat pada Tabel 1.

1. Bidang G&PBGN

Tabel 1. Hasil pengukuran kontaminasi permukaan laboratorium Prostek, Hydrometalurgi dan gudang/ruang preparasi bijih Bidang G&PBGN

No	Lokasi Pengukuran	Tri W I (Bq/cm ²)	Tri W II (Bq/cm ²)	Tri W III (Bq/cm ²)	Tri W IV (Bq/cm ²)	Tahunan (Bq/cm ²)
RUANG PROSTEK :						
1.	Belt Conveyor	0,375 – 0,825	0,450 – 0,690	0,375 – 1,050	0,536 – 1,340	0,375 – 1,340
2.	Saluran Air Cucian Peralatan Lab.	0,750 – 1,875	1,125 – 3,000	0,900 – 2,025	2,680 – 3,350	0,750 – 3,350
3.	Meja Laboratorium	0,375 – 0,600	0,375 – 0,552	0,375 – 0,600	0,536 – 0,804	0,375 – 0,804
4.	Lantai pojok (bag. Utara)	0,375 – 2,250	0,375 – 1,950	0,375 – 1,800	0,536 – 1,206	0,375 – 1,950
5.	Colom Penukar Ion	0,300 – 0,600	0,300 – 0,552	0,300 – 0,600	0,402 – 0,804	0,300 – 0,804
6.	Striping / Alat Ekstrasi	0,375 – 1,312	0,375 – 0,675	0,375 – 1,312	0,536 – 1,742	0,375 – 1,742
7.	R. Kolom Resin Berjalan	0,525 – 0,825	0,525 – 0,825	0,525 – 0,825	0,402 – 0,536	0,402 – 0,825
8.	Ruang Staf	0,300 – 0,450	0,450 – 0,552	0,300 – 0,450	0,268 – 0,402	0,268 – 0,552
9.	Wastafel	0,450 – 0,690	0,450 – 0,828	0,450 – 0,750	0,402 – 1,340	0,402 – 1,340
10.	Lantai keseluruhan	0,375 – 0,552	0,450 – 0,690	0,375 – 0,552	0,268 – 0,536	0,268 – 0,690
RUANG HYDROMETALURGI						
1.	Meja Lab	0,300 – 0,600	0,300 – 0,552	0,300 – 0,750	0,402 – 0,603	0,300 – 0,750
2.	Wastafel	0,375 – 0,675	0,375 – 0,675	0,375 – 0,675	0,670	0,375 – 0,675
3.	Lemari Alat/Contoh	0,300 – 0,525	0,300 – 0,525	0,300 – 0,600	0,402 – 0,670	0,300 – 0,670
4.	Lemari Asam	0,300 – 0,600	0,300 – 0,552	0,300 – 0,600	0,536 – 0,938	0,300 – 0,938
5.	Ruang Staf	0,375 – 0,675	0,375 – 0,675	0,375 – 0,675	0,268 – 0,536	0,268 – 0,675
6.	Lantai	0,300 – 0,450	0,300 – 0,450	0,300 – 0,450	0,268 – 0,536	0,268 – 0,536
RUANG ANALISA KONTROL						
1.	Meja Laboratorium	0,375 – 0,375	0,300 – 0,525	0,375 – 0,900	0,402 – 0,804	0,375 – 0,900
2.	Wastafel	0,300 – 0,600	0,300 – 0,552	0,300 – 0,600	0,402 – 0,536	0,300 – 0,600
3.	Rak Bahan Kimia	0,450 – 0,600	0,525 – 0,825	0,450 – 0,675	0,536 – 0,804	0,450 – 0,825
4.	Lantai	0,375 – 0,600	0,375 – 0,675	0,375 – 0,600	0,402 – 0,603	0,375 – 0,675
5.	Koridor	0,300 – 0,375	0,300 – 0,525	0,300 – 0,450	0,402 – 0,693	0,300 – 0,693
GUDANG BID. G&PBGN						
1.	Saluran Air Buangan	0,937 – 3,000	1,125 – 3,750	1,500 – 5,250	5,360 – 7,370	0,937 – 7,370
2.	Permukaan Alat	0,375 – 1,500	0,375 – 1,425	1,125 – 2,625	0,670 – 1,675	0,375 – 2,625
3.	Lantai Laboratorium	0,375 – 1,050	0,375 – 0,900	0,675 – 1,125	0,693 – 1,005	0,375 – 1,125
4.	Lantai Ruang Staf	0,300 – 0,450	0,300 – 0,375	0,375 – 0,900	0,268 – 0,402	0,300 – 0,900
5.	Lantai dalam Gudang			0,300 – 0,375	0,670 – 4,020	0,300 – 4,020

a. Tingkat kontaminasi permukaan daerah kerja laboratorium Bidang Geologi dan Pertambangan Bahan Galian Nuklir.

Hasil pengukuran kontaminasi permukaan daerah kerja laboratorium Bidang Geologi dan Pertambangan Bahan Galian Nuklir tahun 2008 berkisar 0,268 – 7,370 Bq./cm². Kontaminasi tertinggi terjadi pada saluran air buangan laboratorium Preparasi / Gudang contoh sebesar 7,370 Bq/cm² hal ini terjadi karena adanya endapan sisa hasil pengolahan bijih uranium. Tingkat kontaminasi ruang laboratorium hidrometalurgi relatif rendah hanya berkisar 0,268 – 0,938 Bq/cm², Prostek berkisar 0,268 – 3,350 Bq/cm², Analisa Kontrol berkisar 0,300 – 0,900 Bq/cm² ingkat dan Gudang contoh / ruang preparasi berkisar 0,300 – 7,370 Bq/cm². Nilai tertinggi berada pada

saluran air buangan, hal ini juga disebabkan adanya endapan sisa serbuk maupun cairan hasil pengolahan bijih uranium. Pengukuran digudang contoh dilakukan dengan uji usap, dikarenakan nilai bacaan alat dipengaruhi oleh paparan radiasi dari contoh-contoh hasil pengolahan. Secara umum hasil pengukuran kontaminasi permukaan di laboratorium Bidang G&PBGN masih dibawah batas kontaminasi tertinggi yang diizinkan namun ada dua titik lokasi yang melebihi nilai tersebut yaitu di gudang contoh (4,020 Bq/cm²) dan di saluran air buangan (7,370 Bq/cm²). Namun tetap perlu diupayakan untuk meningkatkan kebersihan ruang kerja dan menggunakan peralatan pelindung diri yang telah disediakan agar tingkat kontaminasi terhadap peralatan, lantai, meja dan pekerja dapat ditekan lebih rendah lagi.

2. Bidang Keselamatan & Lingkungan

Tabel 2. Hasil pengukuran kontaminasi permukaan laboratorium PLKL Bidang Keselamatan dan Lingkungan.

A.	GUDANG PLKL	Tri W I	Tri W II	Tri W III	Tri W IV	Tahunan
1.	Lantai depan Mushola	0,375 – 2,250	0,375 – 2,250	0,375 - 2,625	0,301 – 2,010	0,301 – 2,010
2.	Drum Limbah	0,375 – 1,125	0,375 – 1,125	0,375 - 1,500	0,402 - 1,206	0,375 – 1,500
3.	Permukaan alat/meja	0,300 – 0,450	0,300 – 0,450	0,300 – 0,600	0,268 - 0,402	0,268 – 0,600
	LAB. PLKL					
B.	Meja laboratorium	0,300 – 0,525	0,300 – 0,525	0,300 - 0,750	0,268 - 0,603	0,268 – 0,750
1.	Koridor	0,300 – 0,600	0,300 – 0,600	0,300 – 0,450	0,268 - 0,335	0,268 – 0,600
2.	Ruang Staf	0,300 – 0,375	0,300 – 0,375	0,300 – 0,450	0,268 - 0,368	0,268 – 0,450
3.	Lantai	0,300 – 0,450	0,300 – 0,450	0,375 – 0,600	0,335 - 0,469	0,300 – 0,600
5.	Lemari Asam	0,375 – 0,450	0,375 – 0,450	0,450 – 0,750	0,335 - 0,603	0,335 – 0,750
6.	Washtafel	0,375 – 0,675	0,375 – 0,675	0,375 – 0,750	0,335 - 0,469	0,335 – 0,750

b. Tingkat kontaminasi permukaan daerah kerja laboratorium Bidang Keselamatan dan Lingkungan.

Hasil pengukuran kontaminasi permukaan daerah kerja laboratorium PLKL Bidang Keselamatan dan Lingkungan tahun 2008 yang disebabkan dari kegiatan preparasi dan analisis contoh berkisar 0,268 – 2,010 Bq/cm². Kontaminasi yang cukup tinggi terjadi di gudang PLKL, akibat tumpahan di

lantai (sisi barat laut) mencapai 2,010 Bq/cm², hal ini harus didekontaminasi dengan radiac wash atau deterjen. Sedang di laboratorium PLKL tingkat kontaminasi hanya berkisar 0,268 – 0,750 Bq/cm². Keseluruhan hasil pengukuran kontaminasi permukaan di laboratorium Bidang Keselamatan dan Lingkungan masih di bawah batas kontaminasi tertinggi yang diijinkan.

3. Bidang Eksplorasi

Tabel 3. Hasil pengukuran kontaminasi permukaan laboratorium Mineralogi dan Geokimia Bidang Eksplorasi.

No.	LOKASI PENGUKURAN	Tri W I (Bq/cm ²)	Tri W II (Bq/cm ²)	Tri W III (Bq/cm ²)	Tri W IV (Bq/cm ²)	Tahunan (Bq/cm ²)
	R. Pemotongan/Pemolesan					
1.	Meja Laboratorium	0,300 – 0,690	0,300 – 0,690	0,375 – 0,525	0,335 – 0,469	0,300 – 0,690
2.	Lemari Asam	0,414 – 0,552	0,414 – 0,552	0,375 – 0,975	0,402 – 0,536	0,375 – 0,975
3.	Mesin Potong	0,552 – 0,828	0,552 – 0,828	0,375 – 0,750	0,335 – 0,670	0,335 – 0,828
4.	Wastafel	0,414 – 0,552	0,414 – 0,552	0,375 – 0,600	0,402 – 0,536	0,375 – 0,600
5.	Lantai Laboratorium	0,552 – 0,621	0,552 – 0,621	0,450 – 0,600	0,402 – 0,536	0,402 – 0,600
	R. Pemotongan/Sayatan					
1.	Mesin Potong	1,380 – 2,625	1,340 – 2,425	0,600 – 2,250	0,335 – 0,737	0,335 – 2,625
2.	Meja Pemotongan	0,414 – 1,035	0,414 – 1,035	0,450 – 1,125	0,335 – 0,670	0,335 – 1,125
3.	Wastafel	0,552 – 0,828	0,552 – 0,828	0,525 – 0,750	0,469 – 0,536	0,469 – 0,828
4.	Saluran Air	0,552 – 1,518	0,552 – 1,518	0,600 – 1,500	0,536 – 1,072	0,536 – 1,518
5.	Lantai Laboratorium	0,300 – 0,552	0,300 – 0,552	0,375 – 0,525	0,268 – 0,402	0,300 – 0,552
	R. Lab. Geokimia					
1.	Meja Laboratorium	0,300 – 1,104	0,300 – 1,104	0,375 – 1,200	0,402 – 0,670	0,300 – 1,200
2.	Wastafel	0,414 – 1,104	0,414 – 1,104	0,375 – 1,200	0,402 – 0,603	0,402 – 1,200
3.	Saluran Air	0,414 – 0,690	0,414 – 0,690	0,450 – 0,750	0,402 – 0,603	0,402 – 0,750
4.	Lantai	0,414 – 0,690	0,414 – 0,690	0,450 – 0,900	0,268 – 0,469	0,268 – 0,900
5.	Lemari Asam	0,300 – 0,828	0,300 – 0,828	0,300 – 1,125	0,469 – 0,670	0,300 – 1,125
6.	Lantai Koridor	0,300 – 0,552	0,300 – 0,552	0,375 – 0,675	0,402 – 0,536	0,300 – 0,675
	R. Preparasi Geokimia					
1.	Mesin Penggerus	0,552 – 0,828	0,552 – 0,828	0,525 – 1,125	0,670 – 0,938	0,525 – 1,125
2.	Mesin Pengayak	0,552 – 1,380	0,552 – 1,380	0,675 – 1,350	0,402 – 1,809	0,402 – 1,809
3.	Meja R. Pengayakan	0,414 – 1,035	0,414 – 1,035	0,375 – 1,200	0,536 – 0,804	0,375 – 1,200
4.	Lantai Laboratorium	0,414 – 0,690	0,414 – 0,690	0,450 – 0,750	0,402 – 0,670	0,402 – 0,750
5.	Wastafel	0,300 – 0,552	0,300 – 0,552	0,525	0,536	0,300 – 0,552

Surveymeter : Ludlum Model-3 detektor Ludlum Model 44-9 /4126151 (Fk 0,0075 Bq/cm²/cpm) berlaku sampai tgl. 15 Oktober 2008 dan Fk. 0.0067 Bq/cm²/cpm) berlaku dari sampai tgl. 15 Oktober 2009.

c. Kontaminasi permukaan daerah kerja laboratorium Bidang Eksplorasi.

Hasil kontaminasi permukaan daerah kerja laboratorium Bidang Eksplorasi yang disebabkan oleh kegiatan preparasi bijih, analisis geokimia dan pemolesan contoh batuan berkisar 0,268 – 2,625 Bq/cm². Kontaminasi tertinggi berada pada mesin pemotong batu di laboratorium mineralogi sebesar 2,625 Bq/cm² berupa serbuk /lumpur sehingga untuk menghilangkannya cukup disiram air dan ditampung dalam penampung limbah radioaktif. Sedang di laboratorium geokimia kontaminasi tertinggi berada di washtafel dan meja laboratorium sebesar 1,200 Bq/cm². Kontaminasi permukaan ruang preparasi geokimia tertinggi sebesar 1,809 Bq/cm², hal ini terjadi pada mesin pengayak berupa debu bijih uranium. Hal ini perlu dilakukan pembersihan dengan mesin

penyedot debu (*vacum cleaner*) atau disiram dengan air. Keseluruhan hasil pengukuran kontaminasi permukaan daerah kerja Bidang Eksplorasi masih berada dibawah batas kontaminasi tertinggi yang diizinkan.

Dari hasil bacaan pada alat ukur, sebenarnya tidak terjadi perbedaan nilai yang signifikan, namun karena nilai faktor kalibrasi alat yang berbeda didapat data kontaminasi yang berbeda pula. Perbedaan nilai faktor kalibrasi dikarenakan menggunakan sumber radiasi yang berbeda. Secara umum penanganan zat radioaktif di laboratorium daerah kerja radiasi di PPGN sudah cukup baik dari waktu ke waktu namun ada lokasi-lokasi tertentu justru mengalami peningkatan kontaminasi. Namun sekecil apapun tingkat kontaminasi zat radioaktif haruslah selalu diwaspadai agar resiko bahaya baik langsung maupun tidak langsung dapat dihindarkan.

Tabel 4. Data kontaminasi daerah kerja radiasi / laboratorium PPGN tahun 2006 – 2008

No	Lokasi Pengukuran	2006	2007	2008	Keterangan
	RUANG PROSTEK :		Bq/cm ²	Bq/cm ²	BID G&PBGN
1.	Belt Conveyor	0,168 – 0,378	0,142 – 0,690	0,375 – 1,340	
2.	Saluran Air Cucian Peralatan Lab.	0,252 – 2,52	0,252 – 3,000	0,750 – 3,350	
3.	Meja Laboratorium	0,126 – 6,51	0,126 – 0,552	0,375 – 0,804	
4.	Lantai pojok (bag. Utara)	0,126 – 0,21	0,142 – 2,250	0,375 – 1,950	
5.	Colom Penukar Ion	0,168 – 1,26	0,110 – 0,552	0,300 – 0,804	
6.	Striping	0,126 – 0,21	0,126 – 0,675	0,375 – 1,742	
7.	R. Kolom Resin Berjalan	0,126 – 0,252	0,142 – 0,825	0,402 – 0,825	
8.	Ruang Staf	0,42 – 0,231	0,088 – 0,552	0,268 – 0,552	
9.	Wastafel	0,126 – 0,168	0,126 – 0,828	0,402 – 1,340	
10.	Lantai keseluruhan	0,126 – 0,252	0,126 – 0,690	0,268 – 0,690	
	RUANG HYDROMET				
1.	Meja Laboratorium	0,126 – 0,210	0,110 – 0,552	0,300 – 0,750	
2.	Wastafel	0,126 – 0,252	0,126 – 0,675	0,375 – 0,675	
3.	Lemari Alat/Contoh	0,126 – 0,294	0,110 – 0,525	0,300 – 0,670	
4.	Lemari Asam	0,126	0,126 – 0,552	0,300 – 0,938	

Tabel 4. (lanjutan)

5.	Ruang Staf	0,126 – 0,294	0,126 – 0,675	0,268 – 0,675	
6.	Lantai	0,126 – 0,168	0,126 – 0,450	0,268 – 0,536	
	RUANG ANALISA KONTROL				
1.	Meja Laboratorium	-	0,110 – 0,375	0,375 – 0,900	
2.	Wastafel	-	0,300 – 0,600	0,300 – 0,600	
3.	Rak Bahan Kimia	-	0,450 – 0,600	0,450 – 0,825	
4.	Lantai	-	0,375 – 0,600	0,375 – 0,675	
5.	Koridor	-	0,300 – 0,375	0,300 – 0,693	
	GUDANG BID. G&PBGN				
1.	Saluran Air Buangan	0,126 – 0,210	0,220 – 1,675	0,937 – 7,370	
2.	Permukaan Alat	0,84 - 2,52	0,126 – 0,675	0,375 – 2,625	
3.	Lantai Laboratorium	0,168 – 0,525	0,168 – 0,42	0,375 – 1,125	
4.	Lantai Ruang Staf	0,126 – 0,168	0,126 – 0,168	0,300 – 0,900	
5.	Lantai dalam gudang	-	-	0,300 – 4,020	
	GUDANG PLKL	Bq/cm ²	Bq/cm ²		BID K & L
1.	Lantai depan Mushola	1,365	0,088 – 2,250	0,301 – 2,010	
2.	Drum Limbah	0,168 – 1,323	0,110 – 1,125	0,375 – 1,500	
3.	Permukaan alat/meja	0,168 – 0,210	0,088 – 0,450	0,268 – 0,600	
	LAB. PLKL				
1.	Meja laboratorium	0,168 – 0,210	0,088 – 0,525	0,268 – 0,750	
2.	Koridor	0,168 – 0,210	0,088 – 0,600	0,268 – 0,600	
3.	Ruang Staf	0,147 – 0,231	0,088 – 0,375	0,268 – 0,450	
4.	Lantai	0,210 – 0,252	0,110 – 0,450	0,300 – 0,600	
5.	Lemari Asam	0,126 – 0,210	0,088 – 0,450	0,335 – 0,750	
6.	Washtafel	0,147 – 0,252	0,110 – 0,675	0,335 – 0,750	
	R. Lab. Geokimia				Bid. Eksplorasi
1.	Meja Laboratorium	0,088 – 0,352	0,088 – 1,104	0,300 – 0,690	
2.	Wastafel	0,126 – 0,352	0,088 – 1,104	0,375 – 0,975	
3.	Saluran Air	0,126 – 0,220	0,126 – 0,690	0,335 – 0,828	
4.	Lantai	0,126 – 0,220	0,126 – 0,690	0,375 – 0,600	
5.	Lemari Asam	0,088 – 0,264	0,088 – 0,828	0,402 – 0,600	
	LAB. MINERALOGI				
	R. Pemolesan				
1.	Mesin Potong	0,440 – 0,880	0,168 – 2,625	0,335 – 2,625	
2.	Meja Pemolesan	0,126 – 0,330	0,126 – 1,035	0,335 – 1,125	
3.	Wastafel	0,176 – 0,220	0,126 – 0,828	0,469 – 0,828	
4.	Saluran Air	0,176 – 0,484	0,168 – 1,518	0,536 – 1,518	
5.	Lantai Laboratorium	0,088 – 0,176	0,088 – 0,552	0,300 – 0,552	
	R. Pemolesan				
1.	Mesin Potong	0,440 – 0,880	0,168 – 2,625	0,300 – 1,200	
2.	Meja Pemolesan	0,126 – 0,330	0,126 – 1,035	0,402 – 1,200	
3.	Wastafel	0,176 – 0,220	0,126 – 0,828	0,402 – 0,750	
4.	Saluran Air	0,176 – 0,484	0,168 – 1,518	0,268 – 0,900	
5.	Lantai Laboratorium	0,088 – 0,176	0,088 – 0,552	0,300 – 1,125	
6.	Lantai Koridor	0,088 – 0,176	0,126 – 0,552	0,300 – 0,675	
	R. Preparasi Geokimia				
1.	Mesin Penggerus	0,176 – 0,264	0,126 – 0,828	0,525 – 1,125	
2.	Mesin Pengayak	0,176 – 0,440	0,126 – 1,380	0,402 – 1,809	
3.	Meja di Ruang Pengayak	0,176 – 0,330	0,088 – 1,035	0,375 – 1,200	
4.	Lantai laboratorium	0,126 – 0,220	0,088 – 0,690	0,402 – 0,750	
5.	Wastafel	0,088 – 0,176	0,126 – 0,552	0,300 – 0,552	

IV. KESIMPULAN DAN SARAN

a. Kesimpulan

Hasil pengukuran kontaminasi permukaan daerah kerja radiasi / laboratorium di PPGN tahun 2008 berkisar 0,268 – 7,370 Bq./cm² . Bidang G&PBGN berkisar 0,268 – 7,370 Bq./cm², Bidang Keselamatan dan Lingkungan berkisar 0,268 – 2,010 Bq/cm², dan Bidang Eksplorasi berkisar antara 0,268 – 2,625 Bq/cm² Secara umum kontaminasi permukaan masih berada dibawah batas kontaminasi tertinggi yang diizinkan untuk daerah kerja radiasi sebesar 4 Bq/cm², kecuali di Gudang contoh pengolahan dan saluran air preparasi laboratorium analisa kontrol.

b. Saran

Pada tempat-tempat yang terkontaminasi cukup tinggi sebaiknya dilakukan dekontaminasi sesuai ketentuan keselamatan radiasi yang berlaku :

1. Untuk laboratorium yang ada di bidang G&PBGN yaitu pada saluran pembuangan (Preparasi) harus dibersihkan / disemprot / disikat hingga bersih dan masuk ke dalam bak penampung.
2. Untuk laboratorium yang ada di bidang Eksplorasi dan Bidang Keselamatan dan Lingkungan harus tetap dijaga agar dan ditingkatkan kebersihannya.

DAFTAR PUSTAKA

1. BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR, Keputusan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir No. 12/Ka. BAPETEN/V-99 tentang Ketentuan Keselamatan Kerja Terhadap Radiasi Pada Penambangan dan Pengolahan Bahan Galian Radioaktif.
2. BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR, Keputusan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir No. 01/Ka. BAPETEN/V-99, tentang Ketentuan Keselamatan Kerja Terhadap Radiasi, Jakarta, 1999.
3. Instruksi Kerja Pengoperasian Alat Surveimeter Ludlum Model-3, Pusat Pengembangan Geologi Nuklir 2007.
4. Instruksi Kerja Pengoperasian Pencacah Nuklir Ludlum Model-1000, Pusat Pengembangan Geologi Nuklir 2007.

PEMANTAUAN DOSIS RADIASI DI DAERAH KERJA PPGN TAHUN 2008

Djody RM., Ngatino, Amir Djuhara

Pusat Pengembangan Geologi Nuklir - BATAN

ABSTRAK

PEMANTAUAN DOSIS RADIASI DI DAERAH KERJA PPGN TAHUN 2008. Kegiatan pemantauan dosis radiasi di daerah kerja PPGN harus dilakukan secara berkala maupun sewaktu-waktu sesuai dengan intensitas seluruh kegiatan. Tujuan pemantauan adalah untuk memperoleh data dosis radiasi daerah kerja sehingga dapat ditentukan langkah yang tepat untuk mengendalikan kemungkinan resiko bahaya radiasi yang akan terjadi. Pemantauan dilakukan di daerah kerja radiasi yaitu laboratorium proses dan teknologi, hidrometalurgi dan analisis kontrol Bidang G&PBGN, laboratorium mineralogi dan geokimia Bidang Eksplorasi, laboratorium PLKL dan PRKK Bidang Keselamatan dan Lingkungan. Metode yang digunakan adalah metode pengukuran langsung pada lokasi yang telah ditentukan, menggunakan surveimeter Inspector-1000 Canberra. Hasil pengukuran dosis radiasi daerah kerja berkisar 40 nSv/jam -15.200 nSv/jam. Hasil pemantauan dosis radiasi di Bidang G&PBGN berkisar 40 nSv/jam – 12.750 nSv/jam, Bidang Eksplorasi berkisar 40 nSv/jam – 3450 nSv/jam dan Bidang Keselamatan dan Lingkungan berkisar 40 nSv/jam – 15.200 nSv/jam. Dari data yang diperoleh dapat diketahui bahwa kondisi tempat kerja, gudang dan tempat penyimpanan zat radioaktif cukup aman bagi pekerja maupun lingkungan. Walaupun demikian, sesuai ketentuan keselamatan pemanfaatan radiasi pengion, harus dilakukan pengendalian keselamatan sesuai dengan prinsip-prinsip proteksi radiasi yang benar. Dosis radiasi tertinggi berada pada penyimpan sumber radiasi (*bunker of source* di Bidang K&L) sebesar 15.200 nSv/jam (permukaan bunker). Nilai ini lebih rendah dari nilai batas dosis (NBD) untuk penyinaran seluruh tubuh sebesar 25000 nSv/j atau 25 μ Sv/j dan 50 mSv/tahun sehingga setiap pekerja yang menangani sumber tersebut harus memperhitungkan waktu berinteraksi dengan sumber tersebut.

Kata Kunci : dosis radiasi, pemantauan

ABSTRACT

RADIATION DOSE MONITORING IN THE PPGN WORKING AREA IN 2008. Monitoring activity of radiation dose in the PPGN working area must be done periodically or from time to time relevant to frequency of activities. The aim of monitoring is to obtain data of radiation dose from activities in the PPGN working area so it can be determined some steps to control the probability of radiation risk being happened. The monitoring in the radiation working area was carried out such as in the process and technology, the hydrometallurgy and the control analysis laboratories of the G&PBGN division, in the mineralogy and geochemical laboratories of the Exploration division, in the PLKL and the PRKK laboratories of the Environment and Safety division. The method of monitoring used was direct measurement by using Canberra Inspector-1000 survey meter. Result of the radiation dose monitoring in the working area was in the range of 40 nSv/h - 15,200 nSv/h. Results of the radiation dose monitoring in the G&PBGN division, the Exploration division and the Environment and Safety division were in the range of 40 nSv/h to 12,750 nSv/h, 40 nSv/h – 3450 nSv/h and 40 nSv/h – 15,200 nSv/h. From the monitoring data it can be known that the working area, the bunker of source were safe enough for worker and environment. However, based on the principles of ionizing radiation use safety the control of safety must be done according to the principles of right radiation protection. The highest radiation dose was 15,200 nSv/hour at bunker source in the Environment and Safety division. This value was lower than permissible dose limit for whole body irradiation that is 25,000 nSv/h or 25 μ Sv/h and 50 mSv/year so every worker handling this source must calculate the time when he interacts with this source.

Key words : Radiation dose, monitoring

I. PENDAHULUAN

Didalam pemanfaatan zat radioaktif dan/atau sumber radiasi selain memberikan berbagai keuntungan bagi masyarakat juga mengandung risiko bahaya radiasi. Oleh karena itu dalam bekerja dengan radiasi pengan perlu dilakukan upaya untuk menciptakan kondisi kerja yang aman agar paparan radiasi terhadap manusia tidak melampaui nilai batas yang ditentukan. ⁽¹⁾ Upaya untuk menciptakan kondisi kerja yang aman dapat dilakukan dengan menerapkan prosedur kerja yang baik dan benar, melengkapi setiap pekerja dengan peralatan keselamatan dan pelindung diri serta melakukan pemantauan paparan radiasi dan radioaktifitas di daerah kerja dan lingkungan. Potensi bahaya radiasi di PPGN disebabkan adanya kegiatan pengolahan bijih uranium, pengelolaan limbah, penyimpanan batuan bijih uranium, sumber radiasi dan zat radioaktif. Adanya kegiatan tersebut akan meningkatkan paparan radiasi eksterna dan interna di daerah kerja dan lingkungan gedung PPGN. Resiko bahaya penyinaran radiasi yang melebihi nilai batas dosis (NBD) yang ditetapkan oleh Badan Pengawas Tenaga Nuklir ($25 \mu\text{Sv}/\text{jam}$) dapat berakibat pada rusaknya jaringan sel organ tubuh, sel reproduksi (genetika), sampai pada kerusakan jaringan yang berakibat pada kematian ⁽²⁾. Untuk mengetahui tingkat bahaya yang ditimbulkan harus dilakukan pemantauan

paparan radiasi daerah kerja dan lingkungan baik secara berkala maupun sewaktu-waktu. Pemantauan terutama dilakukan di daerah kerja radiasi dan lingkungan, serta tempat-tempat penyimpanan sumber radiasi dan zat radioaktif dengan menggunakan Inspektor-1000. Metode yang digunakan adalah metode pengukuran langsung pada lokasi yang telah ditentukan. Tujuan pemantauan adalah untuk memperoleh data dosis radiasi daerah kerja yang dijadikan sebagai dasar penentuan sistem pengendalian keselamatan radiasi di PPGN. Daerah Pemantauan meliputi Laboratorium Analisis Kontrol, Prostek dan Hydrometalurgi dan gudang/laboratorium preparasi (Bidang G&PBGN), laboratorium mineralogi dan geokimia (Bidang Eksplorasi), laboratorium PLKL, proteksi radiasi dan kolam limbah (Bidang K&L). Hasil pemantauan dosis radiasi tahun 2007 berkisar $69 - 12.800 \text{ nSv}/\text{jam}$. Data hasil pemantauan harus disimpan sekurang-kurangnya 30 tahun sejak kegiatan berhenti atau sejak pekerja radiasi berhenti bekerja dengan radiasi. Tulisan ini merupakan realisasi dari UKPP No. PPGN/5/K/10/2008.

II. TATA KERJA

a. Alat yang digunakan :

Inspector – 1000 Canberra



Gambar 1. Inspector-1000 Canberra

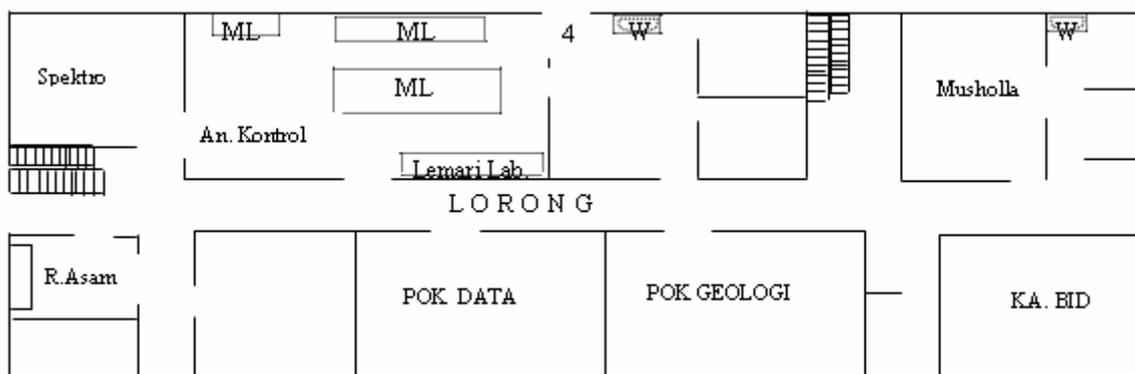
b. Pelaksanaan Pemantauan

Pemantauan Dosis Radiasi Daerah Kerja

Pemantauan dosis radiasi dilakukan dengan pengukuran langsung laju dosis radiasi di daerah kerja menggunakan Inspector – 1000 Canberra. Alat ukur tersebut harus dikalibrasi dan masa kalibrasinya masih berlaku. Lokasi

pemantauan dosis radiasi daerah kerja di Bidang Geologi dan Pertambangan Bahan Galian Nuklir terutama di laboratorium Proses dan Teknologi, Analisa Kontrol, Hydrometalurgi dan gudang contoh / laboratorium preparasi bijih. Bidang Eksplorasi lokasi pengukuran paparan radiasi dilakukan di laboratorium Eksplorasi Geokimia, Mineralogi dan gudang preparasi contoh batuan. Sedangkan pengukuran dosis radiasi Bidang Keselamatan dan Lingkungan, dilakukan di laboratorium pengolahan limbah, gudang pengelolaan limbah, gedung pengolahan limbah, kolam limbah, laboratorium proteksi radiasi dan bunker sumber radiasi. Tempat-tempat tersebut merupakan daerah yang berpotensi terjadi bahaya radiasi baik eksterna maupun interna.

c. Lokasi Pengukuran

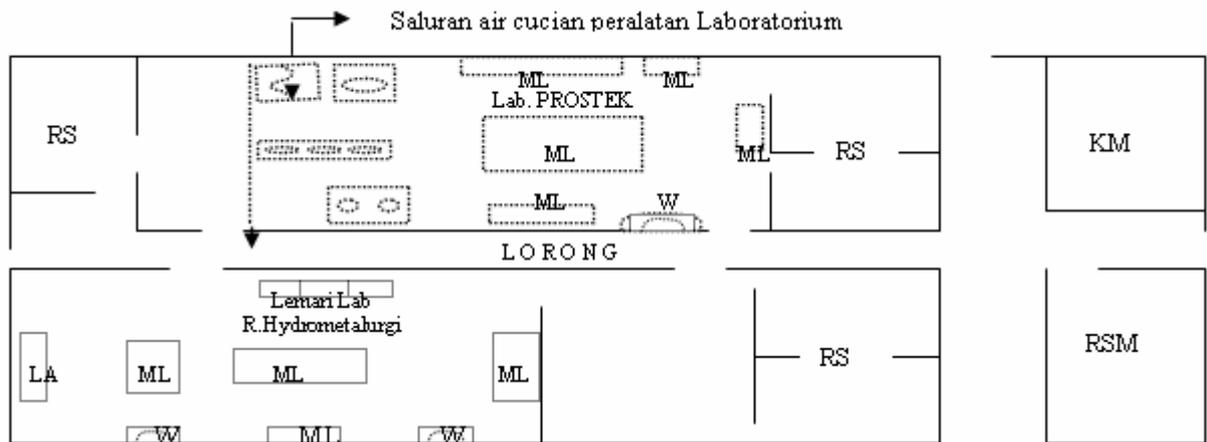


Keterangan :

RS : Ruang Staf, KM : Kamar Mandi, RSM : Ruang Spektro. Massa

ML : Meja Lab, W : Wastafel, LA : Lemari asam

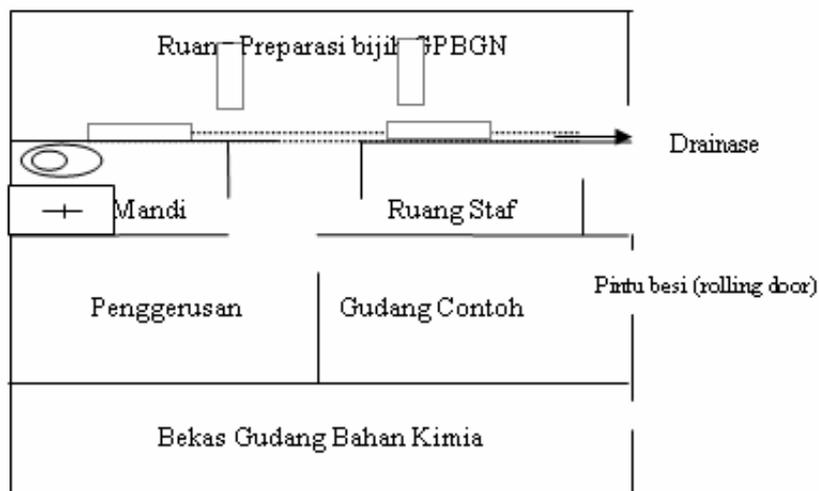
Gambar 1. Denah Lokasi Ruang di Laboratorium Analisis Kontrol G&PBGN



Keterangan :

RS : Ruang Staf, KM : Kamar Mandi, RSM : Ruang Spektro. Massa
ML : Meja Lab, W : Wastafel, LA : Lemari asam

Gambar 2. Denah Lokasi Pengukuran di Laboratorium Prostek dan Hydrometalurgi G&PBGN



Gambar 3. Denah Lokasi Pengukuran di Laboratorium Preparasi bijih dan Gudang.

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Dosis radiasi di laboratorium di PPGN pada umumnya berada disekitar nilai dosis latar atau sedikit lebih tinggi (dosis latar di Indonesia antara 40 – 180 nSv/j). Beberapa

lokasi pengukuran menunjukkan nilai dosis radiasi yang cukup tinggi, umumnya pada tempat penyimpan contoh batuan atau contoh hasil pengolahan bijih uranium. Hasil pengukuran dosis radiasi di daerah kerja, adalah sebagai berikut :

Tabel 1. Hasil pengukuran dosis radiasi Bidang Geologi dan Pertambangan Bahan Galian Nuklir tahun 2007 dan 2008.

NO	LOKASI / BIDANG	Dosis 2007 (nSv/J)	Dosis 2008 (nSv/J)	KETERANGAN
I.	1. Bidang G&PBGN (atas)			(Gambar 1)
	- R. Analisis Kontrol	80 - 245	70 - 195	Lemari
	- R. Spektrometer	145 - 520	140 - 525	Yellow Cake
	- R. Asam	75 - 125	45 - 100	
	- Koridor/Lorong	75 - 155	40 - 125	Ruang Asam
		92 - 295	40 - 250	Lemari contoh/botol
	2. Bidang G&PBGN (bawah)			(Gambar 2)
	- R. Lab. Prostek	70 - 330	50 - 270	Nilai latar - meja lab
		70 - 585	40 - 110	Nilai Latar - meja lab.
	- Ruang Hidrometalurgi	85 - 140	65 - 85	Nilai Latar - meja lab. 3
		100 - 1.250	150 - 1200	Nilai Lemari (pemanas)
		1.750	1.250	Meja lab. / contoh
		215 - 2.600	200 - 2.100	Meja lab. / contoh
		70 - 160	60 - 150	Nilai latar - lantai
	3. Bidang G&PBGN (Gudang)			(Gambar 3)
	- Gudang Contoh	545 - 1450	500 - 910	Permukaan pintu luar
		250 - 320	250 - 300	Jarak 1 meter
	- Ruang Staff	410 - 1.150	300 - 1.100	Permukaan jendela
	- Ruang Preparasi	425 - 1.150	85 - 400	Permukaan dinding
		150 - 470	100 - 250	Nilai latar - contoh gerusan
	- Ruang alat-alat	680 - 2150	600 - 2.100	Contoh gerusan
		70 - 190	65 - 175	Nilai latar
	- Ruang gudang	3.400-6.970	9.700 - 12.750	Permukaan Wadah YC
	- Gudang Kimia	325 - 685	100 - 250	Nilai latar
	4. Gedung Pilot Plant			(Gambar 4)
	- Ruang Utama	80 - 150	40 - 50	Nilai latar - alat
	- Gudang	76 - 145	40 - 80	Nilai latar - alat
	- Ruang alat	85 - 2.795	70 - 150	Nilai latar - alat

Dosis radiasi di Bidang Geologi dan Pertambangan Bahan Galian Nuklir pada permukaan alat, meja laboratorium, lemari dan lantai berkisar 40 – 2100 nSv/j, adanya nilai dosis radiasi > 180 nSv/j umumnya merupakan tempat penyimpanan contoh hasil pengolahan. Paparan radiasi yang cukup tinggi di gudang penyimpanan contoh pengolahan berkisar 9.700 – 12.750 nSv/j,

dosis latar di ruangan ini antara 150 – 250 nSv/j. Dosis radiasi di gedung Pilot Plant berkisar 65 nSv/jam – 250 nSv/jam, dosis tertinggi ruang peralatan bekas proses pengolahan. Pengepakan dan penempatan contoh di Bidang Geologi dan Pertambangan Bahan Galian Nuklir sudah cukup baik dan sudah diberi rambu-rambu radiasi yang cukup jelas.

Tabel 2. Hasil Pengukuran Dosis Radiasi Bidang Eksplorasi Tahun 2007 dan 2008.

NO	LOKASI / BIDANG	Dosis 2007 (nSv/J)	Dosis 2008 (nSv/J)	KETERANGAN
II.	Bidang Eksplorasi & Geologi			
	a. Laboratorium Eksplorasi			(Gambar 5)
	1. Ruang Poles contoh	69 - 4.300	75 - 510	Pada contoh bijih U
		70 -150	70 - 150	Permukaan meja lab
	2. Ruang preparasi petrografi	120 -1.300	110 - 1.200	Pengamatan bijih U
	3. Ruang Eksp. Geokimia 1	79 - 125	60 - 100	Nilai latar - mejakerja
	4. Ruang Eksp. Geokimia 2	72 - 156	75 - 150	Nilai latar - mejakerja
	5. Ruang Eksp. Geokimia 3	79 - 128	50 - 100	Nilai latar - mejakerja
	6. Ruang AAS	76 - 123	45 -100	Nilai latar - mejakerja
	7. Ruang Staff Geokimia	60 - 122	40 - 50	Nilai latar - mejakerja
	8. Koridor / Lorong	79 – 2.850	40 - 3.250	Nilai latar – perm. etalase 1 m = 540 nSv/jam)
	b. Gudang Contoh Eksplorasi			(Gambar 6)
	- Gudang contoh Eksplorasi	295 - 3.500	520 - 3.450	Nilai latar – rak contoh
	- Dinding Koperasi	115 - 285	120 - 1.560	Pembatas dg gudang
	c. Ruang Preparasi Bijih			(Gambar. 7)
- R. Preparasi bijih	77 - 560	70 - 250	Nilai latar – Rak Contoh	
- Ruang penggerusan	90 - 122	80 - 120	Nilai latar – perm. Alat	

Dosis radiasi di Bidang Eksplorasi pada umumnya disebabkan adanya penyimpanan contoh hasil analisis geokimia, petrografi dan contoh peraga bijih uranium. Dosis radiasi yang cukup menonjol berada di koridor tempat peraga bijih uranium, mencapai 3250 nSv/j (dipermukaan etalase). Sedang nilai dosis radiasi pada permukaan alat, meja dan lantai di ruang laboratorium

mineralogi dan geokimia Bidang Eksplorasi berkisar 80 – 3.450 nSv/j dan dosis latar antara 40 – 150 nSv/j. Perawatan alat, pengepakan dan penempatan contoh di Bidang Eksplorasi sudah cukup baik, Etalase (tempat peraga) yang ada di koridor Bidang Eksplorasi atas maupun bawah harus diberi tanda bahaya radiasi karena dosis radiasinya cukup tinggi.

Tabel 3. Hasil pengukuran Dosis Radiasi Laboratorium PLKL dan PRKK Bidang Keselamatan dan Lingkungan Tahun 2007 - 2008

NO	LOKASI / BIDANG	Dosis 2007 (nSv/J)	Dosis 2008 (nSv/J)	KETERANGAN
C.	1. Lab. PLKL & PRKK Bid K & L			(Gambar 8)
	a. R. Komputer/Staff PR&KK	69 - 375	40 - 50	Latar – Source test
	b. R. Gudang PLKL	72 - 485	90 - 100	Latar/ drum limbah cair
	c. R. Lab. PL&KL/Staff	75 - 110	40 - 150	
	d. Bunker Sumber Radiasi I (Gambar 9)	950 - 1.550 400	900 - 1.550 410	Permukaan Jarak 1 m
e. Bunker Sumber Radiasi II (Gambar 9)	570 - 15.700 70	550 - 15.200 60	Permukaan Jarak 1 meter	
	2. Gudang / Lab. Pengolahan Limbah			Belakang Pilot Plant
	a. Ruang pengadukan	72 - 160	65 - 120	Permukaan lantai/alat
	b. Gudang Drum/jerigen	85 - 145	80 - 110	Permukaan lantai/alat
	3. Kolam Limbah			
	a. Dalam Kolam Limbah	2.750 – 12.800	2.800 - 13.000	Diukur pada permukaan limbah dan dinding bagian luar.
	b. Dinding Luar Kolam Limbah	1.050 – 2.750	800 - 2.450	

Di Bidang Keselamatan dan Lingkungan dosis radiasi umumnya disebabkan oleh penyimpanan contoh zat radioaktif, sumber radiasi dan adanya tempat penampung limbah. Dosis radiasi permukaan peralatan, meja, lemari dan lantai berkisar 90 – 150 nSv/j, dosis latar antara 40 – 100 nSv/j. Dosis radiasi yang cukup berada di tempat penampungan limbah berkisar 2.800 – 13.000 nSv/j dan ditempat bunker sumber radiasi berkisar 550 nSv/jam – 15.200 nSv/jam.

Secara umum pengelolaan sumber radiasi dan zat radioaktif di Bidang Keselamatan dan Lingkungan sudah cukup baik, kondisi gedung instalasi pengolahan limbah cair / tempat penampung limbah

sementara dan bunker sumber radiasi sudah diperbaiki dan memenuhi syarat yang ditetapkan dalam proteksi fisik bahan nuklir. Sebagian besar dosis radiasi daerah kerja PPGN pada tahun 2007 cukup aman bagi pekerja, dibandingkan dengan pengukuran pada tahun 2006 masih relatif sama. Yang harus lebih diwaspadai adalah adanya potensi bahaya radiasi interna berupa debu bijih uranium, thorium dan nuklida-nuklida yang lain (nilai batas dosis untuk penyinaran seluruh tubuh yang ditentukan dalam peraturan keselamatan radiasi sebesar 25000 nSv/j atau 50 mSv/tahun) terutama di daerah kerja preparasi bijih.

IV. KESIMPULAN DAN SARAN

Kesimpulan

1. Hasil pengukuran dosis radiasi daerah kerja PPGN berkisar 40 – 15.200 nSv/j dan sebagian besar < 5000 nSv/jam (tiga titik pengukuran > 5000 nSv/jam)
2. Dosis radiasi daerah kerja tertinggi di bunker sumber radiasi 15.200 nSv/jam, kolam limbah 13.000 nSv/j dan tempat penyimpan contoh hasil pengolahan 12.750 nSv/jam.
3. Secara umum pengelolaan zat radioaktif di PPGN sudah cukup baik namun perlu ditingkatkan dan diwaspadai sekecil apapun nilai dosis radiasi ditempat kita bekerja.

Saran

1. Serbuk batuan pada mesin penggerusan / pemolesan contoh batuan harus selalu dibersihkan agar bahaya radiasi dan kontaminasi bisa dihindari.
2. Saluran limbah cair / air buangan dan lantai gudang contoh / preparasi laboratorium analisis kontrol harus selalu dibersihkan.

DAFTAR PUSTAKA

1. SURAT KEPUTUSAN KEPALA BAPETEN No. 01/Ka. Bapeten/V-99, tentang : Ketentuan Keselamatan Kerja Terhadap Radiasi, Jakarta 1999.
2. SURAT KEPUTUSAN KEPALA BAPETEN No. 12/Ka. Bapeten/V-99 tentang : Ketentuan Keselamatan Kerja Penambangan dan Pengolahan Bahan Galian Radioaktif, Jakarta 1999.
3. SURAT KEPUTUSAN DIRJEN BADAN TENAGA ATOM NASIONAL No. 610/DJ/XII/1993 tentang : Petunjuk Teknis Keselamatan Kerja Penambangan dan Pengolahan Bahan Galian Radioaktif, Jakarta 1993.
4. SANTOSADJAJA, BAMBANG, Proteksi Radiasi di Penambangan dan Pengolahan Uranium, Diktat Latihan Keahlian Prospektor II, Jakarta 1987.

PENENTUAN FAKTOR KALIBRASI EMPAT TIPE DETEKTOR IONISASI KEPING SEJAJAR UNTUK BERKAS RADIASI Co-60

Nurman Rajagukguk

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi - BATAN

ABSTRAK

KALIBRASI EMPAT TIPE DETEKTOR IONISASI Keping Sejajar Untuk Berkas Radiasi Co-60. Makalah ini menguraikan kalibrasi empat tipe detektor ionisasi keping sejajar yaitu detektor Roos, NACP, Advanced Markus dan Markus menggunakan berkas radiasi Co-60 untuk besaran faktor kalibrasi dosis serap di air, $N_{D,w}$ dan pengukuran laju dosis serap berkas elektron dengan energi nominal 10, 12 dan 15 MeV menggunakan detektor keping sejajar Roos W 34001 no.seri 00125 dan detektor silindris 2571 no. seri 2491 yang dirangkaikan dengan elektrometer Farmer NE 2570/1B no. seri 1182. Sebagai dosimeter standar digunakan detektor ionisasi silindris volume 0,6 cc tipe 2571 no. seri 2491 yang dirangkaikan dengan elektrometer Farmer tipe 2570/1B no. seri 1182 yang tertelusur ke laboratorium standar primer BIPM, Perancis. Kalibrasi dilakukan dengan metoda substitusi di dalam fantom air pada jarak sumber radiasi ke permukaan fantom 80 cm dengan lapangan radiasi pada permukaan fantom 10 cm x 10 cm dan kedalaman detektor 5 cm. Sedangkan pengukuran laju dosis serap berkas elektron dengan energi nominal 10, 12 dan 15 MeV dilakukan di dalam fantom air pada jarak sumber radiasi ke permukaan air 100 cm dengan lapangan radiasi pada permukaan air yang dibentuk oleh aplikator 10 cm x 10 cm dan kedalaman untuk detektor silindris ($0,6 R_{50} - 0,1$) cm + $0,5 \times$ jari-jari detektor silindris dan untuk detektor Roos ($0,6 R_{50} - 0,1$) cm. Perhitungan laju dosis serap menggunakan protokol yang terdapat dalam Technical Report Series no. 398. Hasil kalibrasi mendapatkan nilai faktor kalibrasi dosis serap di air, $N_{D,w} = 83,559$ mGy/digit untuk detektor Roos tipe W 34001 no.seri 00125 yang dirangkaikan dengan elektrometer Farmer NE 2570/1B no. seri 1182, 83,99 mGy/digit untuk detektor Roos tipe W 34001 no. seri 0871 dengan elektrometer PTW Unidos tipe T 10002 no. seri 20852, 1375,3 mGy/digit untuk Advanced Markus tipe TM 34045 no. seri 0587 dengan elektrometer PTW Tandem tipe T 41013 no. seri 01014, 158,9 mGy/digit untuk detektor NACP-02 no. seri 42-07 yang dirangkaikan dengan elektrometer Farmer tipe NE 2570/1B no. seri 1181 dan 559,03 mGy/digit untuk detektor Markus tipe W 23343 no. seri 1948 dengan elektrometer Farmer NE 2570/1B no. seri 1182. Perbedaan laju dosis serap di air yang ditentukan dengan detektor keping sejajar Roos W 34001 no.seri 00125 dan detektor silindris 2571 no. seri 2491 yang dirangkaikan dengan elektrometer Farmer NE 2570/1B no. seri 1182 adalah 0,6 %, 0,1 % dan 0,4 % masing-masing untuk berkas elektron dengan energi nominal 10, 12 dan 15 MeV. Hal ini menunjukkan bahwa hasil kalibrasi detektor keping sejajar Roos tipe W 34001 no. seri 00125 cukup baik.

Kata kunci : kalibrasi, detektor ionisasi keping sejajar, detektor silindris, faktor kalibrasi dosis serap air dan metoda substitusi

ABSTRACT

CALIBRATION OF FOUR TYPES OF PLANE PARALLEL IONIZATION CHAMBERS FOR A Co-60 GAMMA BEAM. This paper describes calibration of four plane parallel ionization chambers which are Roos, NACP, Advanced Markus and Markus chambers for Co-60 gamma beam in term of absorbed dose to water calibration factor and absorbed dose rate measurement for electron beams having nominal energies of 10,12 and 15 MeV using Roos plane parallel chamber W 34001 /SN 00125 and cylindrical detector NE 2571 /SN 2491. A cylindrical ionization chamber NE 2571 /SN 2491 connected with a Farmer electrometer NE 2570/1B / 1182 was used as a standard dosimeter. Calibration has been carried out using substitution method inside a water phantom at the

source to the phantom surface of 80 cm with the field size of 10 cm x 10 cm at the phantom surface and depth of 5 cm. Meanwhile, absorbed dose rate measurement for electron beams having nominal energies of 10,12 and 15 MeV was carried out inside a water phantom at the source to the phantom surface of 100 cm with the field size of 10 cm x 10 cm formed by applicator at the water surface and depth of $(0,6 R_{50} - 0,1)$ cm + $0,5 \times$ radius of cylindrical detector and $(0,6 R_{50} - 0,1)$ cm for Roos detector. The absorbed dose rate was obtained by using Technical Reports Series protocol No. 398. The calibration results showed that the absorbed dose to water calibration factors, $N_{D,w}$ were 83.559 mGy/digit for Roos chamber W 34001 S/N 00125 connected with a Farmer electrometer NE 2570/1B S/N 1182, 83.99 mGy/digit for Roos chamber W 34001 S/N 0871 with a Unidos electrometer T 10002 S/N 20852, 1375.3 mGy/digit for Advanced Markus chamber TM 34045 S/N 0587 with a PTW Tandem electrometer T 41013 S/N 01014, 158.9 mGy/digit for NACP-02 S/N 42-07 with Farmer electrometer NE 2570/1B /S/N 1181 dan 559.03 mGy/digit for Markus chamber W 23343 S/N 1948 with a Farmer electrometer NE 2570/1B S/N 1182. Comparison of absorbed dose rates for electron beams with nominal energy of 10, 12 and 15 MeV determined with a cylindrical chamber NE 2571 S/N 2491 and a Roos plane parallel chamber 34001 S/N 00125 connected with a Farmer electrometer NE 2570/1B / 118 were 0.6 %, 0.1 % and 0.4 % each for electron beams with energy of 10,12 and 15 MeV. This showed that the calibration result of Roos plane parallel chamber W 34001 S/N 00125 was good enough.

Key words : calibration, plane parallel ionization chamber, cylindrical ionization chamber, absorbed dose to water calibration factor and substitution methods

I. PENDAHULUAN

Penggunaan detektor ionisasi keping sejajar dalam dosimetri berkas elektron energi tinggi dari sebuah pesawat pemercepat linier medik sudah banyak diuraikan secara rinci. Detektor ini direkomendasikan untuk digunakan pada semua energi berkas elektron, dan untuk berkas elektron dengan energi dibawah 10 MeV penggunaan detektor ionisasi keping sejajar ini merupakan suatu keharusan. Salah satu keuntungan utama dari detektor ionisasi keping sejajar ini dalam dosimetri berkas elektron adalah kemungkinan untuk meminimalisasi efek perturbasi hamburan^{1,2}.

Untuk penentuan laju dosis serap di air berkas elektron dari suatu pesawat pemercepat linier medik maka detektor ini dapat dikalibrasi dengan berkas sinar gamma ^{60}Co atau berkas elektron dengan berbagai kualitas radiasi. Faktor kalibrasi detektor tersebut dapat dinyatakan dalam faktor kalibrasi kerma udara, N_k atau faktor kalibrasi dosis serap udara, $N_{D,air}$ atau faktor kalibrasi dosis serap air, $N_{D,w}$. Namun beberapa protokol dosimetri terakhir merekomendasikan faktor kalibrasi detektor yang digunakan untuk penentuan dosis serap berkas radiasi harus dalam besaran dosis serap air, $N_{D,w}$ ^{3,4}.

Di Indonesia saat ini terdapat beberapa tipe detektor ionisasi keping sejajar yang digunakan oleh beberapa rumah sakit untuk menentukan laju dosis serap pesawat pemercepat linier medik yang dimilikinya. Detektor ionisasi keping sejajar tersebut antara lain : detektor Roos , Markus, Advanced Markus buatan PTW dan NACP buatan Scanditronix.

Detektor ionisasi keping sejajar **Markus** merupakan detektor yang pertama kali dirancang khusus untuk dosimetri berkas elektron. Detektor ini dapat digunakan untuk pengukuran di dalam fantom air atau fantom padat. Ketelitian pengukurannya sesuai yang disyaratkan untuk dosimeter acuan tingkat terapi ⁵

Detektor ionisasi keping sejajar **Roos** dikembangkan oleh Dr. Roos dari PTB-Braunshweig. Detektor ini digunakan sebagai detektor standar untuk dosimetri elektron. Detektor ini mempunyai *Guard ring* yang sangat lebar untuk mengatasi setiap efek perturbasi meskipun untuk berkas elektron dengan energi yang rendah. Efek polaritas detektor ini diabaikan, begitu juga dengan ketergantungan energinya yang hanya dipengaruhi oleh faktor koreksi *stopping power water/air*. Detektor ini kedap air

dan ventilasi udara masuk melalui kabel penghubung ⁵.

Detektor ionisasi keping sejajar **Advanced Markus** merupakan detektor yang terakhir pengembangannya untuk detektor keping sejajar. Detektor ini mengombinasikan keunggulan dari detektor Roos dan Markus. Detektor ini dapat digunakan untuk pengukuran relatif maupun absolute baik di dalam fantom air maupun fantom padat ⁵.

Detektor ionisasi keping sejajar **NACP** ini dibuat oleh pabrik Scanditronic. Konstruksi dan kinerja dari detektor ionisasi keping sejajar ini sesuai dengan rekomendasi yang dikeluarkan oleh The Nordic Association of Clinical Physics (NACP) yang secara umum ⁶.

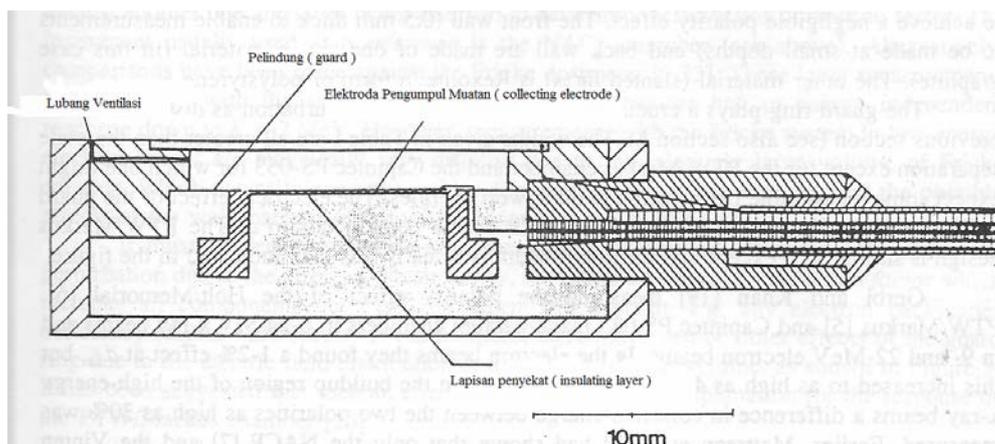
Makalah ini akan menguraikan kalibrasi detektor keping sejajar Roos, Markus, Advanced Markus dan NACP-02 terhadap detektor ionisasi silindris menggunakan berkas radiasi sinar gamma Co-60 yang dilakukan di Laboratorium Metrologi Radiasi Nasional, Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi-BATAN. Diuraikan juga perbandingan laju dosis serap berkas elektron dengan energi nominal 10, 12 dan 15 MeV yang dipancarkan dari pesawat pemercepat linier medik Elekta 151164

untuk mengetahui ketelitian hasil kalibrasi salah satu detektor keping sejajar.

II. TINJAUAN PUSTAKA

Gambar 1. menyajikan desain detektor ionisasi keping sejajar NACP⁶. Bagian yang sangat penting dari sebuah detektor keping sejajar adalah *gap* udara yang sangat sempit (2 mm) dan adanya *guard ring* yang berfungsi untuk meminimalisasi efek perturbasi.

Disamping itu elektoda pengumpul (collecting electrode) yang sangat tipis (0,1 mm) yang ditempatkan pada lapisan penyekat yang tipis (= 0,2 mm) agar mendapatkan efek polaritas yang bisa diabaikan. Hal lain adalah dinding muka (tebal 0,5 mm yang memungkinkan pengukuran dilakukan pada kedalaman yang dangkal. Untuk detektor tipe yang lain spesifikasinya dapat dilihat pada Tabel 1.



Gambar 1. Desain detektor ionisasi keping sejajar NACP buatan Scanditronic, Dosetek

Spesifikasi Detektor Ionisasi Keping Sejajar

Tabel 1. menyajikan spesifikasi empat buah tipe detektor ionisasi keping

sejajar yang digunakan dalam dosimetri berkas elektron energi rendah

TABEL 1. Spesifikasi empat buah tipe detektor ionisasi keping sejajar

Detektor Spesifikasi	ROOS	MARKUS	ADVANCED MARKUS	NACP-02
Volume	0,35 cc	0,055 cc	0,02 cc	*
Respon	1.10^{-8} C/Gy	2.10^{-8} C/Gy	670 pC/Gy	*
Jari-jari	8 mm	2,7 mm	2,5 mm	5 mm
Dinding	Acrylic	Polyethylene	Polyethylene	Grafit
Tebal dinding	1 mm	1 mm	0,0269 mm	0,5 mm
Densitas luasan	1,19 gr/cm ³	2,5 gr/cm ³	2,5 gr/cm ³	*
Elektrode	Acrylic, graphite coated 1,5 mm ϕ	Acrylic, graphite coated 5,3 mm ϕ	Acrylic, graphite coated ,5 mm ϕ	Grafit, tebal 0,2 mm
Guard ring	4 mm	0,7 mm	*	3,2 mm

*tidak ada informasi

Kalibrasi Terhadap Berkas Sinar Gamma ⁶⁰Co

Kalibrasi detektor keping sejajar terhadap detektor silindris menggunakan berkas sinar gamma ⁶⁰Co dilakukan pada jarak sumber radiasi ke permukaan fantom air (SSD) 80 cm, lapangan radiasi pada permukaan fantom 10 cm x 10 cm dan kedalaman detektor 5 cm.

Titik pengukuran detektor silindris adalah titik tengah volume detektor dan sumbu putarnya tegak lurus terhadap sumbu berkas radiasi. Untuk detektor keping sejajar titik pengukurannya adalah titik tengah volume bilik keping sejajar dan

dinding bilik harus tegak lurus sumbu utama berkas radiasi.

Faktor kalibrasi dosis serap di air detector ionisasi keping sejajar $N_{D,w,pp}^{Co}$ diperoleh melalui persamaan⁽¹⁾:

$$N_{D,w,pp}^{Co} = \frac{M_{silindris} \times N_{D,w,silindris}^{Co}}{M_{keping\ sejajar}} \dots\dots\dots (1)$$

dengan :

$N_{D,w,pp}^{Co}$: faktor kalibrasi dosis serap di air detektor ionisasi keping sejajar (cGy/digit).

$M_{silindris}$: bacaan terkoreksi terhadap temperatur, tekanan udara detektor silindris (digit).

$N_{D,w,silindris}^{Co}$: faktor kalibrasi dosis serap air detektor silindris (cGy/digit).

$M_{keping\ seajar}$: bacaan terkoreksi temperatur, tekanan udara detektor keping sejajar.

Penentuan Laju Dosis Serap Berkas Elektron

Dosis serap di dalam air pada kedalaman acuan, z_{ref} dapat ditentukan menggunakan persamaan berikut³ :

$$D_w = M_u \cdot N_{D,w} \cdot k_Q \dots\dots\dots (2)$$

dengan:

D_w : dosis serap di air pada titik pengukuran (cGy)

M_u : bacaan dosimeter terkoreksi rekombinasi ion, tekanan udara dan temperature (digit)

$N_{D,w}$: faktor kalibrasi dosis serap air (cGy/digit)

k_Q : faktor koreksi kualitas berkas radiasi elektron

III. PERALATAN DAN TATA KERJA

Peralatan

Dosimeter Standar

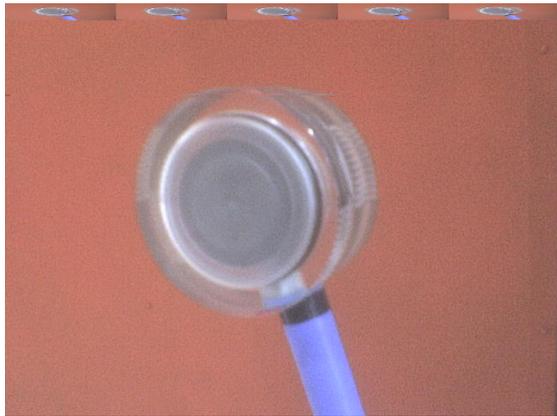
Sebagai dosimeter standar digunakan detektor ionisasi silindris volume 0,6 cc tipe 2571 no.seri 2491 yang dirangkaikan dengan elektrometer Farmer tipe 2570/1B no. seri 1182. Dosimeter ini memiliki ketertelusuran ke laboratorium standar primer BIPM, Perancis melalui Laboratorium Dosimetri IAEA.

Sumber Radiasi

Sebagai sumber radiasi digunakan pesawat Alcyon Cirus dengan sumber radiasi Co-60 yang aktivitasnya adalah $6314,504 \pm 7,5$ % Ci pada tgl. 1 Juni 1999 dengan waktu paruh ($5,271 \pm 0,002$) tahun.

Detektor Ionisasi Keping Sejajar

Sebagai detektor yang dikalibrasi digunakan lima buah detektor ionisasi keping sejajar. Dua buah detektor mempunyai tipe yang sama yaitu detektor Roos. Detektor ionisasi keping sejajar yang digunakan adalah detektor Markus tipe W 23343 no. seri 1948 dan detektor Roos tipe W 34001 no.seri 00125 yang dirangkaikan dengan elektrometer Farmer tipe NE 2570/1B no. seri 1182 milik Laboratorium Metrologi Radiasi Nasional, detektor tipe NACP-02 no. seri 42-07 yang dirangkaikan dengan elektrometer Farmer tipe NE 2570/1B no. seri 1181 milik RS UP Cipto Mangunkusumo, detektor Advanced Markus tipe TM 34045 no. seri 0587 yang dirangkaikan dengan elektrometer PTW Tandem tipe T 41013 no. seri 01014 milik RS UP Adam Malik, Medan dan detektor Roos tipe W 34001 no. seri 0871 yang dirangkaikan dengan Elektrometer Unidos tipe T 10002 no. seri 20852 milik National University Health System Singapore, Singapura. Empat tipe detektor ionisasi keping sejajar dan elektrometer Farmer tipe 2570/1B dan Unidos E dapat dilihat pada Gambar 2 dan 3.



a



b



c



d

Gambar 2. Detektor ionisasi keping sejajar Advanced Markus (a) , Roos (b) Markus (c) dan NACP (d)



a.



b.

Gambar 3. a). Elektrometer Farmer tipe 2570/1B dan elektrometer Unidos E (b)

Tata Kerja

Kalibrasi

Pertama dilakukan pengukuran laju dosis serap pesawat radiasi Alcyon Cirus menggunakan dosimeter standar. Pengukuran dilakukan pada jarak sumber radiasi ke permukaan fantom air 80 cm, lapangan radiasi pada permukaan 10 cm x 10 cm dan kedalaman detektor 5 cm. Setelah itu pengukuran yang sama dilakukan menggunakan detektor ionisasi keping sejajar dengan kondisi pengukuran yang sama.



(a)



(b)

Gambar 4. Pengukuran laju dosis serap menggunakan detektor silindris (a) dan detektor ionisasi keping sejajar Roos (b). Jarak sumber radiasi ke permukaan fantom 80 cm dengan lapangan radiasi di permukaan 10 cm x 10 cm serta kedalaman 5 cm.

Penentuan laju dosis serap di air berkas elektron

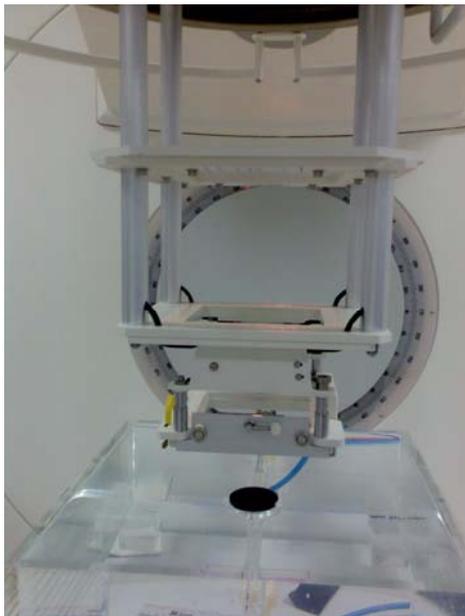
Selanjutnya dilakukan pengujian faktor kalibrasi yang diperoleh untuk menentukan laju dosis serap berkas elektron untuk energi nominal 10, 12 dan 15 MeV dari pesawat pemercepat linier medik Elekta milik Rumah Sakit Umum Pusat Adam Malik, Medan. Uji coba dilakukan menggunakan detektor keping sejajar Roos tipe W 34001 no. seri 00125 yang dirangkaikan dengan elektrometer Farmer tipe NE 2570/1B no. seri 1182 milik Laboratorium Metrologi Radiasi Nasional. Pengukuran dilakukan dalam fantom air berukuran 30 cm x 30 cm x 30 cm dengan berkas radiasi yang vertikal. Jarak sumber radiasi ke permukaan air adalah 100 cm dengan lapangan radiasi yang dibentuk oleh aplikator 10 cm x 10 cm.

Mula-mula dilakukan pengukuran menggunakan detektor ionisasi silindris NE 2571 no. seri 2491 yang dirangkaikan dengan elektrometer Farmer tipe NE 2570/1B no. seri 1182. Detektor diletakkan pada kedalaman $(0,6 R_{50} - 0,1)$ cm + $0,5 \times$ jari-jari detektor silindris. Penentuan hasil pengukuran dilakukan menggunakan protokol yang terdapat dalam Technical Report Series no. 398.

Setelah itu dilakukan pengukuran menggunakan detektor ionisasi keping sejajar Roos. Detektor diletakkan pada kedalaman yang sesuai dengan kedalaman dosis mencapai 50 % menggunakan persamaan ($0,6 R_{50} - 0,1$) cm. Perhitungan hasil pengukuran dilakukan menggunakan protokol yang terdapat dalam Technical Report Series no. 398. Susunan peralatan pada pengukuran untuk menentukan laju dosis serap berkas elektron menggunakan detektor Roos dapat dilihat pada Gambar 5 di bawah ini

IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil kalibrasi beberapa detektor keping sejajar terhadap detektor ionisasi silindris untuk berkas radiasi Co-60 yang dihitung menggunakan Persamaan 1. dapat dilihat pada Tabel 2.



Gambar 5. Susunan peralatan dalam uji coba faktor kalibrasi menggunakan pesawat pemercepat linier medik Elekta milik RSUP Adam Malik . Jarak sumber radiasi ke permukaan air 100 cm, aplikator 10 cm x 10 cm dan kedalaman yang sesuai dengan energi nominal berkas elektron.

TABEL 2. Hasil kalibrasi beberapa detektor ionisasi keping sejajar terhadap detektor silindris menggunakan berkas sumber gamma ^{60}Co

Detektor keping sejajar	Elektrometer	$N_{D,w}^{\text{Co}}$, keping sejajar (mGy/digit)*
Roos tipe W 34001 no.seri 00125	PTW Unidos tipe T 10002 no. seri 20852	83,559
Roos tipe W 34001 no. seri 0871	Farmer NE 2570/1B no. seri 1182	83,991
Markus tipe W 23343 no. seri 1948	Farmer NE 2570/1B no. seri 1182	559,03
Advanced Markus tipe TM 34045 no. seri 0587	PTW Tandem tipe T 41013 no. seri 01014	1375,3
NACP-02 no. seri 42-07	Farmer tipe NE 2570/1B no. seri 1181	159,6

* ketidakpastian terentang 2,3 % untuk tingkat kepercayaan 95 %

Dari Tabel 2 tersebut di atas dapat dilihat bahwa hasil kalibrasi dua buah detektor Roos yang dirangkaikan dengan elektrometer yang berlainan mendapatkan nilai $N_{D,w}^{\text{Co}}$, keping sejajar yang tidak terlalu berbeda sedangkan untuk detektor yang lain mendapatkan nilai yang jauh berbeda. Hal ini menunjukkan bahwa respon dari tiap tipe detektor tidak sama. Detektor Advance Markus memiliki respon yang relatif jauh lebih besar dibanding detektor

Markus karena volume detektor Advanced Markus hampir dua kali lebih besar daripada detektor Markus.

Hasil penentuan laju dosis serap beberapa energi nominal berkas elektron menggunakan detektor silindris tipe 2571 no. seri 2491 dan keping sejajar Roos tipe W 34001 no. seri 00125 yang dihitung menggunakan Persaman 2 dapat dilihat pada Tabel 3 dan 4 di bawah ini.

Tabel 3. Penentuan laju dosis serap beberapa energi nominal berkas elektron menggunakan detektor ionisasi silindris tipe 2571 no. seri 2491

Energi nominal MeV	Bacaan nC	$N_{D,w}^{Co}$ mGy/nC	Koreksi polaritas	Koreksi Rekombinasi ion	k_Q	D_{ref} cGy/200MU	PDD_{ref} %	D_{mak} cGy/200MU
10	48,35	45,21	0,999	1,0007	0,918	201,89	99,879	203,50
12	49,0	45,21	45,21	1,007	0,915	204,02	99,784	204,46
15	48,35	45,21	1,001	1,007	0,911	201,6	99,798	206,14

Tabel 4. Penentuan laju dosis serap beberapa energi nominal berkas elektron menggunakan detektor ionisasi keping sejajar tipe W 34001 no. seri 00125

Energi nominal MeV	Bacaan nC	$N_{D,w}^{Co}$ mGy/nC	Koreksi polaritas	Koreksi Rekombinasi ion	k_Q	D_{ref} cGy/200MU	PDD_{ref} %	D_{mak} cGy/200MU
10	26,84	83,559	1,0009	0,997	0,926	204,447	99,879	204,69
12	26,49	83,559	1,0009	1,003	0,918	204,24	99,795	204,66
15	26,84	83,559	1,00186	1,0025	0,911	205,2	99,112	207,3

Dari Tabel 3 dan 4 dapat dilihat bahwa perbedaan laju dosis serap yang ditentukan menggunakan dua buah detektor tersebut adalah 0,6 % , 0,1 % dan 0,4 % masing-masing untuk berkas elektron dengan energi nominal 10, 12 dan 15 MeV. Hal ini menunjukkan bahwa hasil kalibrasi detektor keping sejajar Roos tipe W 34001 no. seri 00125 cukup baik.

V. KESIMPULAN

Dari hasil dan pembahasan tersebut di atas dapat disimpulkan bahwa kalibrasi empat tipe detektor ionisasi keping sejajar tersebut di atas sudah cukup baik

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, Technical Report Series No. 381, IAEA, Vienna, 1997.
2. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Absorbed Dose Determination in Photon and Electron Beams: An International Code of Practice, Technical Report Series No.277, IAEA, Vienna, 1987.
3. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Absorbed Dose Determination in External Beam Radiotherapy ; An International Code of Practice for Dosimetry Based on Standards of Absorbed Dose to Water,

Technical Report Series No.398,
IAEA, Vienna, 2000.

4. ALMOND, P.R., BIGGS, P.J., COURSEY, B.M., HANSOM, W.F., HUQ, M.S., NATH, R. and ROGERS, D.W.O., "AAPM's TG-51 protocol for clinical reference dosimetry of high-energy photon and electron beams," *Med.Phys.*, 1990.
5. [www. Cardinal.com/rms](http://www.Cardinal.com/rms)
6. NORDIC ASSOCIATION OF CLINICAL PHYSICS (NACP), Electron beam with mean energies at the phantom surface below 15 MeV. Supplement to NACP (1980), *Acta Radiol. Oncol. Phys*, 1976.

PENILAIAN FUNGSI GINJAL KARYAWAN PTKMR BATAN DENGAN PEMERIKSAAN KREATININ DAN UREUM

Sri Sardini

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi- BATAN

ABSTRAK

PENILAIAN FUNGSI GINJAL KARYAWAN PTKMR BATAN DENGAN PEMERIKSAAN KREATININ DAN UREUM. Telah dilakukan pemeriksaan kreatinin dan ureum karyawan PTKMR BATAN, Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi Badan Tenaga Nuklir Nasional di laboratorium klinik Sub Bidang Pelayanan Kesehatan yang ada di PTKMR. Pemeriksaan dilakukan pada tahun 1994 sampai dengan tahun 2000. Data yang terkumpul berasal dari 19 orang karyawan laki-laki dan 21 orang karyawan wanita. Data yang diperoleh merupakan data yang berasal dari karyawan yang sama yang selalu mengikuti pemeriksaan laboratorium secara terus menerus sebanyak 4 kali pada tahun yang bersamaan. Data tersebut dibedakan berdasarkan jenis kelamin, dan dibuatkan grafik yang dapat memperlihatkan normal atau tidaknya hasil yang diperoleh. Dari hasil tersebut ditemukan beberapa data yang melebihi batas nilai normal dari tahun ke tahun pada hasil pemeriksaan kreatinin laki-laki (KL). Nilai normal kreatinin pada laki-laki berumur kurang dari 50 tahun adalah < 1,3 mg/dl, berumur lebih dari 50 tahun adalah < 1,4 mg/dl. Nilai *KL2* adalah 1,62 mg/dl pada tahun 1995. Nilai *KL5* masing-masing 1,4 mg/dl pada tahun 1997 dan 2000, saat ini pemilik data *KL5* dalam perawatan intensif dengan menggunakan hemodialisa yang berfungsi sebagai terapi pengganti ginjal. Nilai *KL9* 1,33 mg/dl pada tahun 1995 dan 1,3 mg/dl pada tahun 1997. Nilai *KL11* tahun 1994 adalah 1,45 mg/dl, tahun 1995 adalah 1,23 mg/dl, tahun 1997 adalah 1,3 mg/dl dan tahun 2000 adalah 1,5 mg/dl, kira-kira pada tahun 2005 pemilik data *KL11* meninggal karena gagal ginjal. Nilai *KL18* adalah 1,4 mg/dl pada tahun 2000, sedang data yang lain berada dalam batas nilai normal. Nilai normal kreatinin pada wanita adalah < 1,1 mg/dl. Pada pemeriksaan kreatinin terhadap wanita (KW) ditemukan nilai *KW2* dan *KW3* masing-masing 1,1 mg/dl, pada tahun 1994, *KW5* dan *KW8* masing-masing adalah 1,1 mg/dl pada tahun 1997, nilai *KW4* adalah 1,1 mg/dl pada tahun 2000, sedang data lainnya dalam batas normal. Nilai normal ureum adalah 10-50 mg/dl. Pada pemeriksaan ureum laki-laki (UL) diperoleh nilai *UL1* adalah 50 mg/dl, nilai *UL16* adalah 59 mg/dl, nilai *UL18* adalah 55 mg/dl pada tahun 1995. Nilai *UL1* adalah 57 mg/dl, nilai *UL12* adalah 54 mg/dl pada tahun 1997. Nilai *UL15* adalah 61 mg/dl pada tahun 2000, sedang pada data lainnya ditemukan nilai ureum laki-laki dalam batas normal. Dalam pemeriksaan ureum wanita (UW) nilai *UW4* adalah 6 mg/dl pada tahun 1994, nilai *UW7* adalah 55 mg/dl pada tahun 2000, sedang pada data yang lain ditemukan nilai ureum wanita dalam batas normal.

Kata Kunci : Fungsi ginjal, Kreatinin, Ureum, Nilai normal.

ABSTRACT

ASSESSMENT OF KIDNEY FUNCTION OF PTKMR BATAN EMPLOYEES WITH EXAMINATION OF CREATININE AND UREUM. The examination of creatinine and ureum of PTKMR BATAN employees had been conducted by the Clinical Services Sub.Division of the Center. The examination was done between 1994 and 2000. Data were obtained from 19 male and 21 female employees. These data were taken from the same employees who followed the examination continuously for 4 times in the period above. Data were divided according to their gender and then its graph was constructed to know the normality or abnormality of data obtained. It was found that some data were upper the normal level from one year to the next year for male creatinine (KL). The normal value of creatinine for male with age of less than 50 years is < 1.3 mg/dl, and those of more than 50 years was < 1.4 mg/dl. The value of *KL2* was 1.62 mg/dl in 1995. The value of *KL5* was 1.4 mg/dl in 1997 and in 2000, now the employee is under intensive medication by hemodialysis as kidney substitution therapy. The value of *KL9* was 1.33 mg/dl in 1995 and 1.3 mg/dl in 1997. Those of *KL 11* were 1.45; 1.23; 1.30; and 1.50 mg/dl each for year 1994, 1995, 1997 and 2000, in 2005 the employee of this data died due to kidney failure. The value of *KL 18* was 1.4 mg/dl

and another data was within normal value. Normal value of creatinine for female is < 1.1 mg/dl. The examination of creatinine value for female (KW) found that the values of KW2 and KW3 each was 1.1 mg/dl in 1994; the values of KW5 and KW8 each was 1.1 mg/dl in 1997, the value of KW4 was 1.1 mg/dl in 2000, and the values of others were within normal value. Normal value of ureum is 10 – 50 mg/dl. From the examination of ureum formale (UL), it was obtained that the value of UL1 was 50 mg/dl, the value of UL6 was 59 mg/dl and the value of UL18 was 55 mg/dl in 1995. The value of UL1 was 57 mg/dl and the value of UL2 was 54 mg/dl in 1997. The value of UL15 was 61 mg/dl in 2000, and the values of others were in normal range. The examination of ureum value for female (UW) showed that the value of UW4 was 6 mg/dl in 1994, the value of UW7 was 55 mg/dl in 2000, and the values of others were in normal range.

Keywords : Kidney Function, creatinin, Ureum, Normal Value

I. PENDAHULUAN

Penyakit ginjal sudah merupakan masalah kesehatan masyarakat di seluruh dunia, termasuk di Indonesia. Untuk mengetahui fungsi ginjal diperlukan pemeriksaan penunjang diagnostik, antara lain pemeriksaan laboratorium. Sedangkan pemeriksaan laboratorium untuk menilai fungsi ginjal antara lain adalah kreatinin. Pemeriksaan kreatinin adalah salah satu jenis pemeriksaan kimia darah yang dilakukan di laboratorium klinik. Jumlah kreatinin dalam darah merupakan suatu indikator dalam penilaian terhadap fungsi ginjal yang digunakan oleh dokter untuk menunjang diagnosa. Kreatinin berupa sisa buangan yang dikeluarkan oleh ginjal, sebagian besar berasal dari penyaringan glomerular. Konsentrasi kreatinin dari suatu individu sehat dipengaruhi oleh cairan yang masuk, kegiatan yang dilakukan serta tingkat produksi air seni. Oleh karena itu kreatinin

yang meningkat di dalam plasma menandai berkurangnya fungsi ginjal¹.

Kreatinin dalam darah bisa diperiksa dengan beberapa cara. Pemeriksaan bisa dilakukan dengan cara deproteinisasi yaitu dengan cara mereaksikan terlebih dahulu sampel yang diperiksa dengan reagen tambahan trichloroacetic acid maka akan terbentuk endapan, dikocok sampai homogen kemudian di sentrifuge lalu diambil supernatan dari larutan tersebut baru direaksikan dengan reagen kreatinin, dan diinkubasi pada suhu 25 °C. Sedangkan cara tanpa deproteinisasi yaitu dengan cara tidak mereaksikan terlebih dahulu sampel dengan trichloroacetic acid tapi langsung direaksikan dengan reagen kreatinin dan diinkubasi pada suhu 37 °C. Pengukuran bisa dilakukan dengan cara kinetik atau secara *end point* (hasil akhir). Cara kinetik yaitu cara pengukuran terhadap sampel secara satu persatu setelah dicampur dengan reagen diinkubasi pada suhu 37 °C selama waktu

yang ditentukan, lalu diukur selama waktu yang dibutuhkan atau dilakukan pengukuran pertama dan kedua. Sedangkan cara *end point* (hasil akhir) adalah seluruh sampel direaksikan dengan reagen lalu diinkubasi pada suhu 25 °C selama waktu yang ditentukan lalu diukur langsung secara berurutan. Semua cara di atas disebut juga dengan reaksi Jaffe. Absorban yang terukur setara dengan konsentrasi kreatinin dalam sampel. Reaksi sangat sensitif terhadap temperatur dan waktu sehingga selama reaksi berlangsung suhu harus tetap terjaga konstan baik pada suhu 25°C maupun suhu 37 °C dengan $\pm 0,5$ °C¹.

Data yang dibahas dalam makalah ini adalah data dari hasil pemeriksaan sampel yang dilakukan dengan cara deproteinisasi, inkubasi pada suhu 25°C dan pengukuran dilakukan secara *end point* (hasil akhir) dengan alat photometer 4010 yang sudah terkalibrasi yang dikeluarkan oleh Boehringer Maenheim². Data kreatinin yang dikumpulkan adalah data hasil pemeriksaan kesehatan karyawan PTKMR-BATAN yang dilakukan secara berkala setiap tahun. Pemilihan data dilakukan terhadap karyawan yang mengikuti pemeriksaan secara terus menerus selama 4 tahun mulai dari tahun 1994, 1995, 1997, dan 2000. Tahun 1996, 1998 dan 1999 data yang tersedia tidak ada karena tidak dilakukan pemeriksaan

kesehatan, ini disebabkan karena Sub Bidang Pelayanan Kesehatan atau Instalasi Kesehatan Radiasi namanya pada waktu itu, tidak dianjurkan untuk melakukan pemeriksaan kesehatan. Jumlah data yang diperoleh berasal dari 19 orang laki-laki dan 21 orang wanita.

Disamping kreatinin juga dilakukan pemeriksaan ureum. Ureum dalam darah merupakan hasil metabolisme protein, merupakan fraksi terbesar dari komponen non protein nitrogen dalam darah, terbentuk di dalam hati dan diekresikan kedalam urine melalui ginjal. Kadar ureum dalam darah tergantung pada *intake* protein, katabolisme protein, dan fungsi ginjal. Kadarnya dalam darah meningkat disebabkan oleh perubahan dalam diet, penyakit yang mengganggu fungsi ginjal, penyakit hati, payah jantung, diabetes dan infeksi⁴.

II. TATA KERJA

II.1. Prinsip reaksi dan Reagen

Prinsip dari reaksi kreatinin + asam pikrat \rightarrow kreatinin pikrat membentuk larutan kompleks alkaline yang berwarna oranye merah. Reagen yang digunakan adalah reagen siap pakai yang berbentuk larutan, dan bisa digunakan sampai batas waktu kadaluarsa serta stabil bila disimpan pada suhu 15 °C – 25°C. Reagen ini tersedia dalam kit kompleks yang berisi antara lain :

- R1, 1 x 100 ml picric acid 26 mmol/l
- R2, 1 x 100 ml sodium hydroxide 1,6 mmol/l
- 3 1x25 ml standard creatinine 2 mg/dl

Reaksi dengan deproteinisasi menggunakan reagen tambahan yang terpisah yaitu :

Trichloroacetic acid/ TCA 1,2 mol/l. ¹

Metode yang digunakan dalam pemeriksaan ureum adalah metode Berthelod dengan tes enzimatis kolorimetrik. Prinsip reaksi ureum adalah urease dihidrolisis menjadi ammonia dan karbondioksida. Didalam modifikasi reaksi berthelod ion amoniak bereaksi dengan hypochlorite dan salicylate dan membentuk warna hijau tua. Konsentrasi dari urea sangat proporsional penyerapannya pada panjang gelombang 578 nm. Reagen yang digunakan adalah reagen siap pakai yang berbentuk larutan. Komposisi reagen terdiri dari :

Reagen R1, 1x 100 ml berisi larutan antara lain;

- Phosphate buffer (pH 7,0) 120 mmol/l
- Sodium salicylate 60 mmol/l
- Sodium nitroprusside 5 mmol/l
- EDTA 1 mmol/l

Reagen R2, 100 ml berisi larutan antara lain;

- Phosphat buffer (ph < 13) 120 mmol/l
- Sodium hypochlorite 10 mmol/l
- **R3** 1 ml enzym urease > 50 KU/l
- **4** 3 ml standar urea 80 mg/dl

II.2. Peralatan

Alat yang digunakan dalam pengukuran kreatinin dan ureum adalah Photometer 4010 yang telah terhubung dengan water bath. Alat ini merupakan salah satu alat ukur semi otomatis yang digunakan di laboratorium klinik. Sebagian faktor atau nilai yang sudah ada bisa dimasukkan kedalam program alat tersebut, maka hasil yang diperoleh dalam pengukuran, langsung tertera pada monitor dan sudah merupakan hasil akhir tanpa harus melakukan perhitungan. Alat memiliki tombol seleksi program yang bisa diatur berdasarkan kebutuhan dalam pengukuran. Faktor atau nilai yang diperlukan untuk pelaksanaan pengukuran masing – masing parameter dimasukkan terlebih dahulu sebelum dilakukan pengukuran. Tombol seleksi program berfungsi sebagai penentu pilihan dalam pengukuran yang terdiri dari *switch A* (absorban) yang digunakan bila pengukuran hanya membutuhkan absorban saja, *switch C/ST* (absorban/ standar) digunakan bila pengukuran membutuhkan absorban dengan menggunakan standar, *switch C/F* (absorban/ faktor) digunakan bila pengukuran membutuhkan absorban dengan menggunakan faktor, *switch K/20* digunakan untuk pengukuran secara kinetik dengan waktu 20 detik, *switch K/60* digunakan untuk pengukuran secara kinetik dengan waktu 60

detik. Alat juga dilengkapi *roda filter* atau pengatur panjang gelombang yang digunakan untuk memilih panjang gelombang yang dipakai dalam pengukuran. Ada juga *tombol kalkulasi faktor* yang digunakan untuk memasukkan nilai faktor atau nilai standar yang diperlukan dalam masing masing pengukuran². Alat lain yang dibutuhkan dalam preparasi sampel dan reagen berupa pipet takar, pipet mikro, tabung reaksi, timer, termometer dan lain lain.

II.3. Cara kerja

II.3.1. Cara kerja pemeriksaan kreatinin

a. Persiapan sampel

- Spesimen serum berasal dari plasma, stabil selama 24 jam bila disimpan pada suhu 2-8°C;
- Persiapan sampel dilakukan dengan cara semi mikro;
- Dipipet 0,6 ml sampel serum atau serum normal atau larutan standar atau aquadest (blanko), dimasukkan ke dalam masing - masing tabung reaksi;
- Ditambahkan larutan TCA sebanyak 0,6 ml ke dalam tabung yang berisi sampel serum atau serum normal atau standar atau aquabidest (blanko);
- Dikocok larutan yang telah dicampur dengan sampel serum atau serum normal atau standar atau aquabidest dengan

memakai alat pengocok (vortex), lalu dicentrifuge selama 10 menit dengan kecepatan 4000 rpm, maka akan terbentuk supernatan dari larutan campuran sampel serum dan serum normal, sedang campuran larutan standar dan larutan blanko tidak membentuk supernatan hanya bercampur saja.

b. Persiapan larutan pereaksi

- Dicampur reagen R1 dan R2 dengan rasio 1: 1 (monoreagen);
- Monoreagen stabil selama 8 jam pada suhu 15 – 25 °C dan harus disimpan di tempat yang terlindung dari cahaya;

c. Reaksi sampel dan larutan pereaksi

- Dipipet supernatan sampel serum atau serum normal sebanyak 0,5 ml, dimasukkan ke dalam masing masing tabung reaksi;
- Dipipet juga campuran larutan standar atau larutan blanko sebanyak 0,5 ml, dimasukkan ke dalam masing-masing tabung reaksi ;
- Ditambahkan 0,5 ml larutan monoreagen ke dalam masing-masing tabung reaksi yang sudah berisi supernatan sampel, supernatan serum normal, campuran larutan standar dan larutan blanko, kocok dan inkubasi selama 20 menit pada suhu kamar (± 25 °C);

- Diukur absorban sampel serum atau serum normal terhadap absorban standar dan blanko menggunakan alat photometer 4010 pada gelombang Hg 546 nm, nilai standar 2,0;
- Hasil pengukuran yang diperoleh merupakan konsentrasi kreatinin di dalam sampel darah.

Konsentrasi kreatinin dalam sampel bisa dihitung dengan memasukkan rumus sebagai berikut:

$$C = 2,0x \frac{\Lambda A_{\text{sampel}}}{\Lambda A_{\text{standar}}} \text{ (mg/dl)} \dots\dots\dots (1)$$

Nilai normal kreatinin : laki – laki < 50 tahun < 1,3 mg/dl, laki – laki > 50 tahun : < 1,4 mg/dl dan wanita : < 1,1 mg/dl³

II.3.2. Cara kerja pemeriksaan ureum

a.Persiapan sampel

Sampel serum berasal dari plasma, stabil 3 hari pada suhu 4°C, untuk waktu yang lama serum disimpan pada suhu – 20°C.

b.Persiapan larutan pereaksi

- Reagen stabil sampai batas kadaluarsa bila disimpan pada suhu 2 – 8 °C.
- Dicampur reagen R1 dan R3 dengan rasio 100: 1 (R1a);
- Reagen R1a stabil selama 4 minggu pada 2 - 8 °C atau 2 minggu pada suhu 15 – 25°C.

- Standar stabil sampai batas kadaluarsa walaupun sudah dibuka.

c. Reaksi sampel dan larutan pereaksi

- Dipipet sampel serum, serum normal dan standar sebanyak 0,01 ml, dimasukkan ke dalam masing masing tabung reaksi;
- Ditambahkan 1,0 ml larutan R1a ke dalam masing-masing tabung reaksi yang sudah berisi sampel serum, serum normal dan standar lalu inkubasi selama 5 menit pada suhu kamar (25°C);
- Ditambahkan reagen R2 kedalam masing-masing tabung reaksi; dan inkubasi selama 10 menit pada suhu kamar (25 °C);
- Diukur absorban sampel serum atau serum normal terhadap absorban standar dan blanko menggunakan alat photometer 4010 pada gelombang Hg 578 nm dengan nilai faktor standar 80.
- Hasil pengukuran yang diperoleh merupakan konsentrasi ureum di dalam sampel darah.

Konsentrasi ureum dalam sampel bisa dihitung dengan memasukkan rumus sebagai berikut:

$$C = 8x \frac{\Lambda A_{\text{sampel}}}{\Lambda A_{\text{standar}}} \text{ (mg/dl)} \dots\dots\dots (2)$$

atau konversi faktor, C = 2,14 (faktor) x C
Nilai normal ureum : 10 – 50 mg/dl.⁵

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Tabel 1. Data kreatinin laki – laki karyawan PTKMR (KL)

No. Urut.	Kode	Umur (Tahun) (*)	TAHUN								Batas atas nilai normal (mg/dl)
			1994		1995		1997		2000		
			U m u r (Tahun)								
			< 50	> 50	< 50	> 50	< 50	> 50	< 50	> 50	
Satuan (mg/dl)											
1.	KL1	49	1.30			1.41		1.40		0.80	1.4
2.	KL2	52		1.19		1.62		1.20		1.10	1.4
3.	KL3	33	1.15		1.07		1.3		1.1		1.3
4.	KL4	38	0.9		1.18		1		1.1		1.3
5.	KL5	46	1.22		1.12		1.4		1.4		1.3
6.	KL6	32	0.87		0.56		1		1		1.3
7.	KL7	41	1.03		1.21		1		0.9		1.3
8.	KL8	34	0.98		1.08		1.2		1.2		1.3
9.	KL9	32	1.2		1.33		1.3		1.2		1.3
10.	KL10	34	1.08		1.13		1.1		1.3		1.3
11.	KL11	35	1.45		1.23		1.3		1.5		1.3
12.	KL12	35	0.6		1.08		1.2		1.1		1.3
13.	KL13	34	1.1		1.21		1.2		1.1		1.3
14.	KL14	31	0.78		0.65		1.1		1		1.3
15.	KL15	39	0.6		1		1.1		1		1.3
16.	KL16	32	1.1		1.15		1.1		1		1.3
17.	KL17	52	1.06		1.05		1.1		1.2		1.4
18.	KL18	37	1.17		1.21		1.2		1.4		1.3
19.	KL19	31	0.8		1.06		1.2		1.1		1.3

(*) Umur pada tahun 1994

Tabel 1. Dalam tabel 1 diketahui data KL1 berumur kurang dari 50 tahun pada tahun 1994, berumur 50 tahun pada tahun 1995. Data KL2 dan KL17 berumur lebih 50 tahun. Nilai KL1, KL11 masing-masing adalah 1,30 mg/dl dan 1,45 mg/dl pada tahun 1994. Nilai KL1, KL2 dan KL9 masing

masing adalah 1,41 mg/dl, 1,62 mg/dl, 1,33 mg/dl pada tahun 1995. Nilai KL1 dan KL5 masing-masing adalah 1,4 mg/dl, nilai KL3, KL9 dan KL11 adalah 1,3 mg/dl. pada tahun 1997. Nilai KL5 dan KL18 adalah 1,4 mg/dl, KL11 adalah 1,3 mg/dl pada tahun 2000, sedang data lain dalam batas normal.

Tabel 2. Data kreatinin wanita karyawan PTKMR (KW)

No. urut	Kode	Umur (Tahun) (*)	TAHUN				Batas atas Nilai normal (mg/dl)
			1994	1995	1997	2000	
1.	KW1	49	0.90	0.86	0.90	0.50	1.1
2.	KW2	43	1.1	0.81	1	0.9	1.1
3.	KW3	39	1.1	0.88	1	0.9	1.1
4.	KW4	38	0.59	0.4	1	1.1	1.1
5.	KW5	42	0.98	0.35	1.1	0.9	1.1
6.	KW6	41	1.02	0.5	1	0.9	1.1
7.	KW7	34	0.8	0.74	0.9	0.8	1.1
8.	KW8	32	0.7	0.64	1.1	0.7	1.1
9.	KW9	35	0.8	0.72	0.9	1	1.1
10.	KW10	33	0.9	0.63	0.8	0.9	1.1
11.	KW11	31	0.7	0.25	0.9	0.8	1.1
12.	KW12	39	0.7	0.8	0.8	0.7	1.1
13.	KW13	34	0.91	0.3	0.7	0.7	1.1
14.	KW14	35	0.82	0.45	0.8	0.8	1.1
15.	KW15	35	0.98	0.4	0.8	0.8	1.1
16.	KW16	32	0.3	0.51	0.9	0.9	1.1
17.	KW17	31	0.3	0.84	0.84	1	1.1
18.	KW18	32	0.73	0.55	0.9	0.9	1.1
19.	KW19	32	0.8	0.71	0.6	0.6	1.1
20.	KW20	30	0.7	0.57	0.9	0.9	1.1
21.	KW21	36	0.77	0.87	0.9	0.7	1.1

(*) Umur pada tahun 1994

Tabel 2. Dalam tabel 2 dikehui data kreatinin wanita (KW) karyawan PTKMR berjumlah 21 buah yang terdiri dari 20 buah data yang berumur kurang dari 50 tahun, satu data berumur lebih dari 50 tahun. Nilai normal < 1,1 mg/dl. Nilai KW2, KW3

masing-masing adalah 1,1 mg/dl, nilai KW6 adalah 1,02 mg/dl, pada tahun 1994. Nilai KW5, KW8 masing-masing adalah 1,1 mg/dl pada tahun 1997. Nilai KW4 adalah 1,1 mg/dl pada tahun 2000, sedang data lain nya dalam batas nilai normal.

Tabel 3. Data Ureum laki-laki karyawan PTKMR (UL)

No. Urut.	Kode	Umur (Tahun) (*)	TAHUN				Batas bawah nilai normal (mg/ dl)	Batas atas nilai normal (mg/ dl)
			1994	1995	1997	2000		
1.	UL1	49	28	50	57	36	10	50
2.	UL2	52	10	40	25	37	10	50
3.	UL3	33	25	34	25	23	10	50
4.	UL4	38	23	41	27	34	10	50
5.	UL5	46	28	30	45	42	10	50
6.	UL6	32	11	13	13	13	10	50
7.	UL7	41	15	24	27	31	10	50
8.	UL8	34	24	31	27	22	10	50
9.	UL9	32	14	46	36	22	10	50
10.	UL10	34	8	32	36	24	10	50
11.	UL11	35	21	34	26	35	10	50
12.	UL12	35	22	21	54	21	10	50
13.	UL13	34	23	23	14	24	10	50
14.	UL14	31	28	26	36	20	10	50
15.	UL15	39	30	26	19	61	10	50
16.	UL16	32	23	59	15	32	10	50
17.	UL17	52	23	28	24	33	10	50
18.	UL18	37	31	55	29	36	10	50
19.	UL19	31	17	27	15	18	10	50

(*) Umur pada tahun 1994

Tabel 3. Dalam tabel 3 diketahui nilai normal ureum 10 – 50 mg/ dl. Nilai UL1 adalah 50 mg/dl, nilai UL16 adalah 59 mg/dl, nilai UL18 adalah 55 mg/dl pada tahun 1995. Nilai UL1 adalah 57 mg/dl, nilai UL12

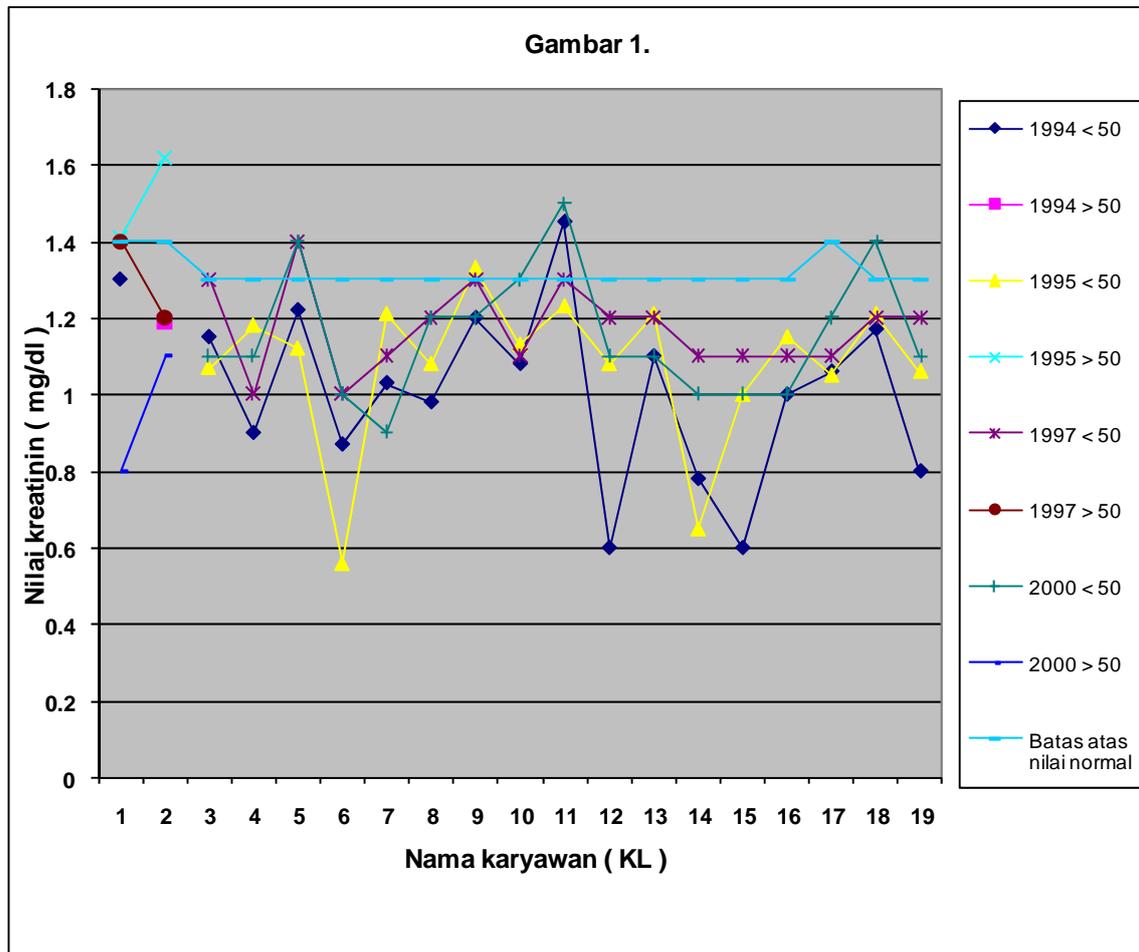
adalah 54 mg/dl pada tahun 1997. Nilai UL15 adalah 61 mg/dl pada tahun 2000, sedang pada data lainnya ditemukan nilai ureum dalam batas normal.

Tabel 4. Data Ureum wanita karyawan PTKMR (UW)

No. Urut.	Kode	Umur (Tahun) (*)	TAHUN				Batas bawah nilai normal (mg/ dl)	Batas atas nilai normal (mg/ dl)
			1994	1995	1997	2000		
1.	UW1	50	19	35	24	35	10	50
2.	UW2	43	13	26	28	31	10	50
3.	UW3	39	14	25	19	31	10	50
4.	UW4	38	6	27	31	39	10	50
5.	UW5	42	12	28	24	23	10	50
6.	UW6	41	15	29	33	22	10	50
7.	UW7	34	11	24	29	55	10	50
8.	UW8	32	17	32	31	18	10	50
9.	UW9	35	18	23	27	31	10	50
10.	UW10	33	20	14	24	20	10	50
11.	UW11	31	23	20	26	20	10	50
12.	UW12	39	12	23	22	43	10	50
13.	UW13	34	14	16	16	26	10	50
14.	UW14	35	18	25	19	26	10	50
15.	UW15	35	26	23	22	16	10	50
16.	UW16	32	18	18	19	19	10	50
17.	UW17	31	14	20	20	22	10	50
18.	UW18	32	21	29	20	17	10	50
19.	UW19	32	21	31	26	22	10	50
20.	UW20	30	9	15	15	23	10	50
21.	UW21	36	22	22	29	32	10	50

Tabel 4. Dalam tabel 4 diketahui nilai normal ureum 10 – 50 mg/ dl. Nilai UW4 adalah 6 mg/dl pada tahun 1994, nilai UW7

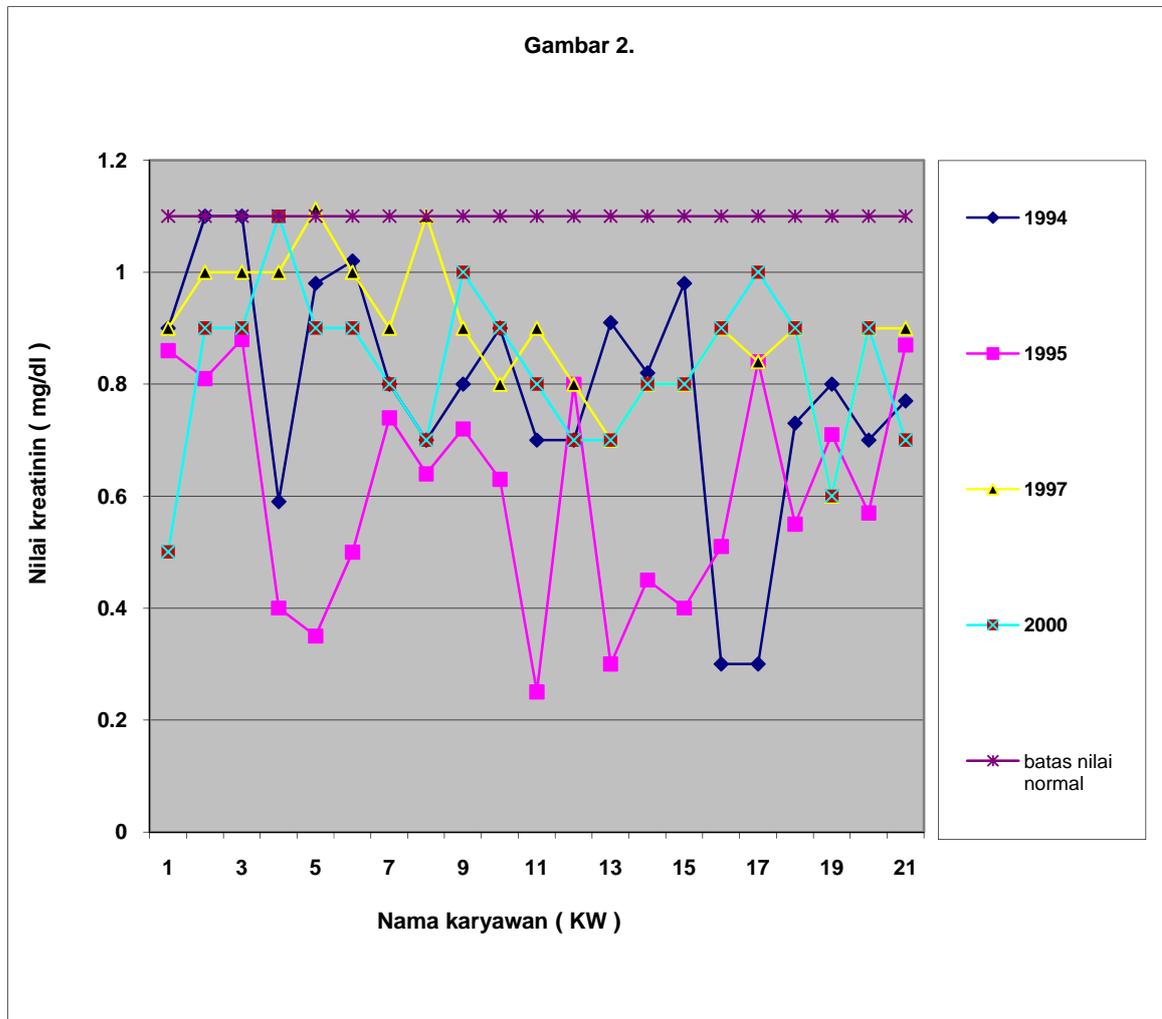
adalah 55 mg/dl pada tahun 2000, sedang pada data yang lain ditemukan nilai ureum dalam batas normal.



Gambar 1. Grafik kreatinin laki – laki karyawan PTKMR (KL)

Gambar 1. Grafik hasil pemeriksaan kreatinin laki-laki (KL). Nilai normal kreatinin laki-laki berumur lebih dari 50 tahun adalah $< 1,4$ mg/dl, sedang laki-laki berumur kurang dari 50 tahun $< 1,3$ mg/dl. Nilai KL2 melebihi nilai normal pada tahun 1995, nilai KL3 sama dengan nilai normal pada tahun 1997, nilai KL5 melebihi nilai

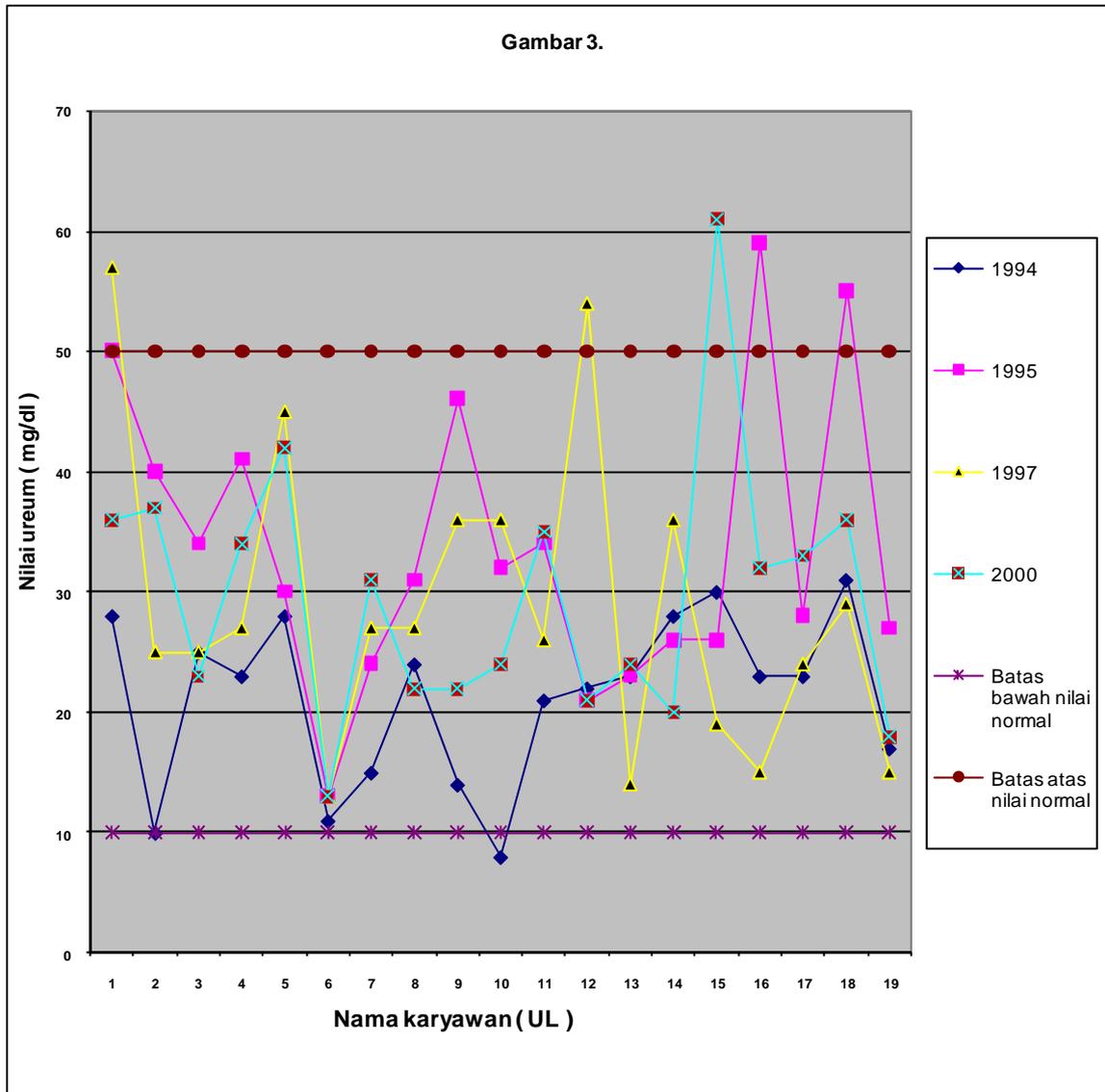
normal pada tahun 1995 dan 2000, nilai KL9 menyamai dan melebihi nilai normal pada tahun 1995 dan 1997, nilai KL11 menyamai dan melebihi nilai normal pada tahun 1994, 1997 dan 2000, nilai KL18 melebihi nilai normal pada tahun 2000, sedang nilai kreatinin yang lain berada dalam batas nilai normal.



Gambar 2. Grafik kreatinin wanita karyawan PTKMR (KW)

Gambar 2. Grafik hasil pemeriksaan kreatinin wanita (KW). Nilai KW2, KW3 menyamai batas nilai normal pada tahun 1994, nilai KW5, KW8 menyamai batas nilai

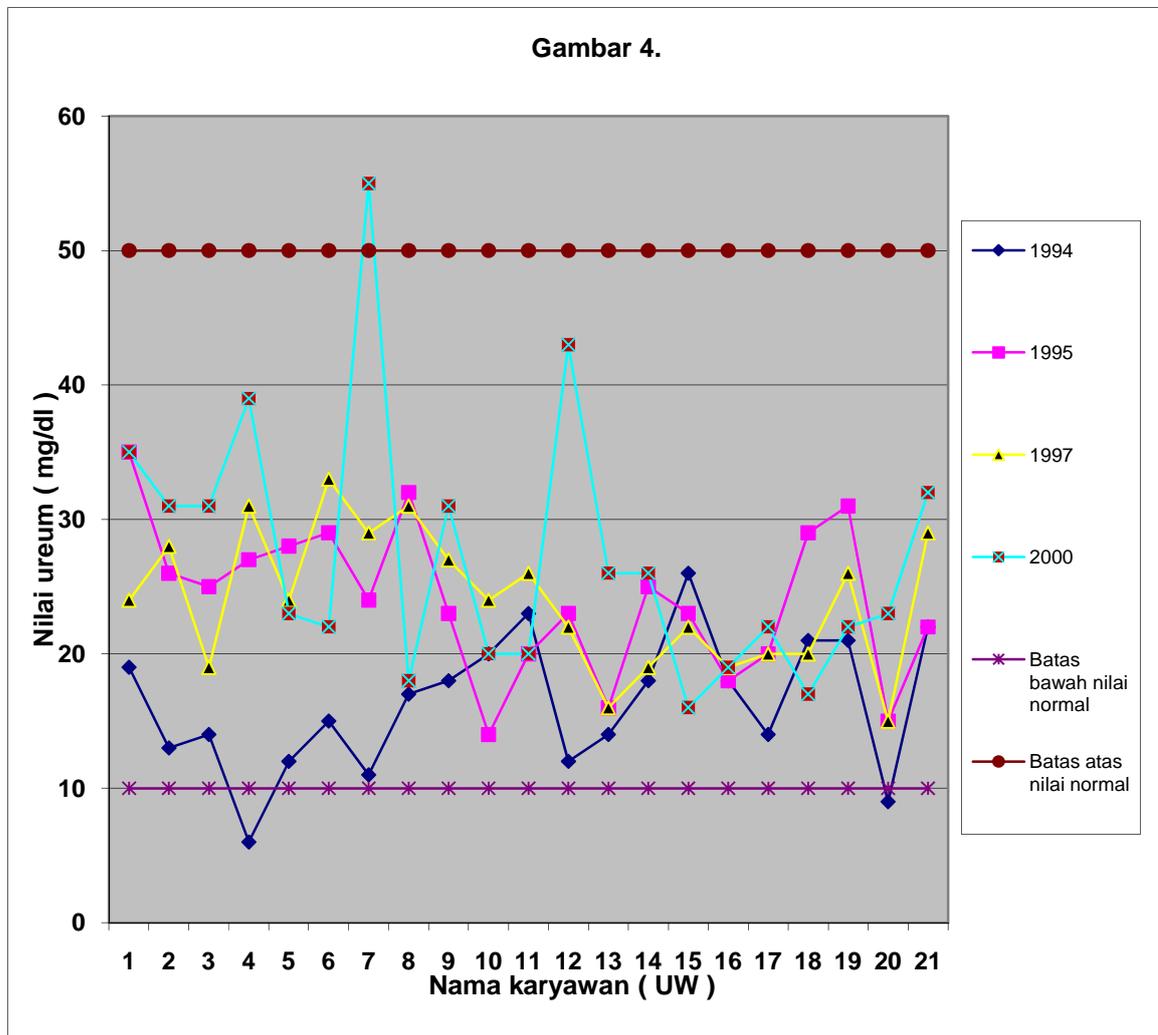
normal pada tahun 1997, Nilai KW4 menyamai batas normal pada tahun 2000, sedang data yang lain berada dalam batas nilai normal.



Gambar 3. Grafik ureum laki-laki karyawan PTKMR (UL)

Gambar 3. Nilai normal ureum 10 – 50 mg/dl. Nilai UL2 dan UL10 menyamai dan berada dibawah batas nilai normal pada tahun 1994, nilai UL16 dan UL18 berada diatas batas atas nilai normal pada tahun

1995, nilai UL1, UL12 berada diatas batas atas nilai normal pada tahun 1997, nilai UL15 berada diatas batas atas nilai normal pada tahun 2000, sedang data yang lain berada dalam batas nilai normal.



Gambar 4. Grafik ureum wanita karyawan PTKMR (UW)

Gambar 4. Batas nilai normal ureum adalah 10 – 50 mg/dl. Nilai UW4 berada dibawah nilai batas bawah nilai normal pada tahun 1994, Nilai UW7 berada diatas batas atas nilai normal pada tahun 2000, nilai UW20 berada pada batas bawah, sedang data yang lain berada dalam batas nilai normal.

IV. KESIMPULAN DAN SARAN

Kesimpulan

- Dari pengamatan terhadap grafik kreatinin pada laki- laki (KL) terlihat adanya hasil yang meningkat dari tahun ke tahun, terutama 2 responden, KL5 dan KL11 yang cukup menyolok. KL5 saat ini dalam perawatan intensif memerlukan

hemodialisa yang berfungsi sebagai terapi pengganti ginjal, KL11 sudah meninggal dunia kira kira tahun 2005 karena gagal ginjal, sedangkan KL2, KL3, KL9 dan KL18 perlu dilakukan observasi/ pengamatan pada tahun berikutnya dan konsultasi teratur. Pada pengamatan terhadap grafik ureum maka diperoleh data yang melebihi batas nilai normal pada data ureum laki-laki (UL) yaitu pada UL1, UL12, UL15, UL16, dan UL18.

- Pada pengamatan terhadap grafik kreatinin wanita (KW) tidak ada nilai yang menyolok hanya perlu dilakukan observasi pada tahun berikutnya untuk KW2, KW3, KW4, KW5, dan KW8, sedang pada ureum wanita (UW) terdapat peningkatan pada UW7 dan penurunan pada UW4 dan UW20.
- Penulis akan melanjutkan tulisan ini dalam makalah lain berdasarkan data yang ada setelah tahun 2000 untuk karyawan yang sama ataupun karyawan yang lainnya yang memiliki data yang lengkap minimal 4 kali pemeriksaan.

Saran

- Perlu dilakukan kalibrasi alat photometer 4010 dan uji interkomparasi.(sekarang selalu dilakukan).
- Dengan diketahuinya peningkatan kreatinin dan ureum sejak dini maka dapat

dilakukan pemantauan dan penanganan sedini mungkin untuk memperlambat progresifitas penyakit.

DAFTAR PUSTAKA

1. RAJAWALI NUSINDO, Creatinine, photometric colorimetric test for kinetic determination of creatinine at 25°C and 37°C without deproteinisation, Jaffe Reaction. RN-CREA.DOC 06-2004-4, 1994.
2. SRI SARDINI, Uji kinerja Photometer 4010, Prosiding Pertemuan dan Presentasi Ilmiah Fungsional Teknis Non Peneliti, Jakarta, 17 Juli 2007.
3. BOEHRINGER MANHEIM DIAGNOSTIKS, Crea MPR 3 Creatinine, Metoda Jafee dengan Deproteinisasi, 1994.
4. DIAGNOSTIKA, Buku Prosedur Reagensia Kimia Klinik, Metoda Urease/ GLDH.
5. RAJAWALI NUSINDO, UREA, Enzymatic Colorimetric of Urea, Berthelot method, RN-URE 06-2001-1.

TANYA JAWAB :

1. Penanya : Wiranto Budi Santoso (PRPN-BATAN)

Pertanyaan :

1. Adakah perbedaan hasil pemeriksaan Kreatinin dan Ureum antara pekerja radiasi dan pekerja non radiasi?

Jawaban : Sri Sardini (PTKMR-BATAN)

1. Tidak ada perbedaan.

2. Penanya : Rasito (PTNBR-BATAN)

Pertanyaan :

1. Apakah data kesehatan fungsi ginjal ini dibedakan antara pekerja radiasi dan bukan pekerja radiasi?

Jawaban : Sri Sardini

1. Tidak dibedakan.

**3. Penanya : Masnelly Lubis
(PTKMR-BATAN)**

Pertanyaan :

1. Berapa nilai normal kreatinin dan ureum untuk laki-laki dan wanita ?
2. Apakah kalau sudah melewati batas nilai normal harus minum obat atau ada patokan nilai tertentu yang menentukan dalam pemakaian obat

Jawaban : Sri Sardini

1. Nilai normal ureum pada laki-laki dan wanita adalah 10-50 mg/dl.
2. Secara medis dilihat dahulu apa penyebab terjadinya nilai kreatinin atau ureum melebihi batas nilai normal, maka penyebab tersebutlah yang diobati, misalnya disebabkan karena diabetes maka gula darah yang harus diturunkan

PREDIKSI DOSIS RADIASI KORBAN KEDARURATAN NUKLIR DENGAN *BIODOSIMETRY ASSESSMENT TOOLS (BAT) 1.0.3*

Dwi Ramadhani

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi - BATAN

ABSTRAK

PREDIKSI DOSIS RADIASI KORBAN KEDARURATAN NUKLIR DENGAN PREDIKSI DOSIS RADIASI KORBAN KEDARURATAN NUKLIR DENGAN *BIODOSIMETRY ASSESSMENT TOOLS (BAT) 1.0.3*. Penanggulangan kecelakaan radiasi penting dilakukan untuk keselamatan korban kecelakaan radiasi. Manajemen penanggulangan kecelakaan radiasi perlu dibuat untuk mempermudah penanganan korban kecelakaan radiasi dalam proses kedaruratan nuklir. Beberapa tindakan penting dalam manajemen penanggulangan kecelakaan radiasi adalah memperkirakan dosis yang diterima korban dan menyimpan data medis korban. Prediksi dosis serap korban dapat digunakan sebagai bahan untuk menentukan jenis tindakan medis dan langkah dekontaminasi yang paling tepat. Telah dikembangkan perangkat lunak yang dapat digunakan dalam manajemen penanggulangan kecelakaan radiasi, yaitu *Biodosimetry Assessment Tools (BAT) 1.0.3*. Makalah ini membahas kegunaan BAT 1.0.3 untuk merekam data hasil rekonstruksi sekaligus memprediksi dosis berdasarkan data hematologi dan gejala yang dialami korban kecelakaan radiasi.

Kata Kunci : Dosis radiasi, Kedaruratan Nuklir, *Biodosimetry Assessment Tools (BAT) 1.0.3*

ABSTRACT

ESTIMATION OF RADIATION DOSES OF NUCLEAR EMERGENCY CASUALTY WITH *BIODOSIMETRY ASSESSMENT TOOLS (BAT) 1.0.3*. Management of radiation casualty is important to do to safe the radiation casualty. Management of radiation casualty is used to make the radiation casualty incident treatment easier. Several things should be done in management of radiation casualty incidents are estimating radiation absorbed doses and recording casualty's medical information. Estimation of absorbed doses radiation casualty incident can be used to decide the most appropriate treatment of radiation casualty incident, and also the next step to do such as decontamination of victim, equipment, and the location of accident. Recently, there is software that has been developed for the management of radiation casualty incidents which is *Biodosimetry Assessment Tools (BAT) 1.0.3*. *BAT 1.0.3* can record the reconstruction of radiation incident process and estimate doses based on hematology data and clinical symptoms of radiation casualty incidents.

Keywords : Radiation doses, Radiation Casualty Incidents, *Biodosimetry Assessment Tools (BAT) 1.0.3*

I. PENDAHULUAN

Kecelakaan radiasi dapat diartikan sebagai kejadian yang tidak direncanakan termasuk kesalahan operasi, kegagalan fungsi alat atau kejadian lain yang

menjurus timbulnya dampak radiasi, kondisi paparan radiasi dan atau kontaminasi yang melampaui batas keselamatan. Kecelakaan radiasi dapat diklasifikasikan berdasarkan potensi bahaya radiasi menjadi kecelakaan kecil (skala

laboratorium), sedang (dalam gedung atau fasilitas), dan parah (berdampak hingga lingkungan sekitar). Kecelakaan dapat disebabkan karena faktor manusia, peralatan, dan sarana atau lingkungan kerja¹.

Khusus untuk kecelakaan radiasi parah yang menimbulkan korban cukup besar maka penanggulangan kecelakaan radiasi harus dilakukan secara terencana dengan baik dan seksama. Agar penanggulangan kecelakaan berjalan dengan baik dan terencana maka perlu dilakukan suatu manajemen penanggulangan kecelakaan radiasi. Manajemen penanggulangan kecelakaan radiasi bertujuan untuk mempermudah penanganan korban kecelakaan radiasi. Penanganan korban kecelakaan radiasi umumnya dilakukan berdasarkan gejala klinis yang dialami korban².

Gejala klinis yang timbul dalam jangka waktu beberapa menit sampai 3 hari atau lebih setelah terpapar radiasi seluruh tubuh dinamakan sebagai *Acute Radiation Sickness* (ARS) atau *Acute Radiation Syndrome*. ARS merupakan konsekuensi dari terjadinya kerusakan pada satu atau lebih sistem organ tubuh akibat paparan radiasi dosis tinggi. Dosis radiasi sekitar 1-10 Gy umumnya akan menyebabkan kerusakan pada sistem pembentukan darah

tubuh. Pada dosis 10-20 Gy akan menyebabkan kerusakan sistem pencernaan sedangkan dosis 20-80 Gy mengakibatkan kerusakan pada sistem kardiovaskular dan neurovaskular. ARS dapat dibagi atas beberapa fase yaitu fase *initial* (prodromal), fase *laten* (tenang), fase *disease manifestation*, dan fase akhir atau perbaikan bila memungkinkan².

Berdasarkan gejala klinis yang timbul dapat diprediksi dosis radiasi yang diterima korban radiasi. Prediksi dosis menjadi hal yang sangat penting terutama dalam kasus kecelakaan radiasi parah karena beberapa korban kecelakaan berasal dari masyarakat di sekitar fasilitas nuklir dan dapat dipastikan tidak menggunakan dosimeter fisik seperti *film badge* atau *thermoluminescent dosimeter* (TLD). Prediksi dosis berdasarkan gejala klinis yang timbul sangat diperlukan untuk menentukan jenis perawatan yang paling tepat bagi korban dan rekonstruksi kecelakaan radiasi².

Untuk mempermudah petugas medis memprediksi dosis radiasi berdasarkan gejala-gejala klinis yang timbul, telah dikembangkan perangkat lunak yang dapat memperkirakan dosis dan menyimpannya dalam bentuk *digital*. Perangkat lunak tersebut ialah *Biodosimetry Assessment Tools* (BAT)

1.0.3, selain itu BAT juga dapat digunakan untuk menyimpan informasi hasil rekonstruksi serta menyimpan data medis setiap korban kecelakaan radiasi dalam bentuk digital. Perekaman data medis korban kecelakaan radiasi sebaiknya dilakukan secara *digital* untuk memudahkan pengiriman data atau penyimpanan data secara efektif dan efisien. Perekaman data medis korban juga memungkinkan petugas penanggulangan kecelakaan untuk memprediksi dosis yang diterima oleh korban secara lebih cepat dan akurat. Ketidakakuratan prediksi dosis serap yang diterima korban dapat berakibat pada tidak optimalnya penanganan medis korban kecelakaan radiasi ².

II. PREDIKSI DOSIS RADIASI BERDASARKAN DATA HEMATOLOGI

Prediksi dosis dengan BAT dapat dilakukan berdasarkan pada data hematologi dan rentang waktu antara saat kecelakaan sampai timbulnya gejala klinis

akibat paparan radiasi dengan dosis relatif tinggi seperti muntah. Prediksi dosis berdasarkan data hematologi dapat dilakukan dengan menggunakan sel limfosit darah tepi sebagai indikator awal adanya paparan radiasi yang diterima tubuh. Hal ini dikarenakan jumlah sel limfosit darah tepi akan mengalami penurunan dalam waktu 6 jam sampai pasca paparan radiasi. Tabel 1 menunjukkan penurunan jumlah sel limfosit darah tepi setelah 6 hari pada fase *initial/prodromal* kasus ARS ^[3]. Dari kasus kecelakaan radiasi di Chernobyl diperoleh sejumlah data mengenai hubungan penurunan jumlah sel limfosit darah tepi dengan dosis radiasi yang diterima korban. Data yang diperoleh dari kecelakaan Chernobyl tersebut berguna untuk memperoleh kurva yang lebih akurat tentang hubungan jumlah sel limfosit darah tepi sebagai fungsi dosis radiasi yang diterima tubuh ³.

Tabel 1. Penurunan jumlah sel limfosit darah tepi setelah enam hari fase *initial* ARS ³.

Tingkat ARS	Dosis (Gy)	Jumlah Limfosit ($10^9/L$)
Fase Praklinis	0,1 – 1	1,5 - 2,5
Ringan	1 – 2	0,7 - 1,5
Sedang	2 – 4	0,5 - 0,8
Berat	4 – 6	0,3 - 0,5
Sangat Berat	6 – 8	0,1 - 0,3
Letal	>8	0,0 - 0,05

Tingkat kesalahan prediksi dosis berdasarkan jumlah sel limfosit darah tepi umumnya sebesar $\pm 1,5$ Gy. Untuk mempermudah prediksi dosis berdasarkan jumlah sel limfosit darah tepi dan meningkatkan keakuratan prediksi dosis, Baranov dkk. mengembangkan persamaan matematis yang menggambarkan kurva hubungan antara jumlah sel limfosit darah tepi dengan dosis serap radiasi. Persamaan matematis tersebut ialah sebagai berikut ³.

$$D = a - b (\log Y)$$

keterangan :

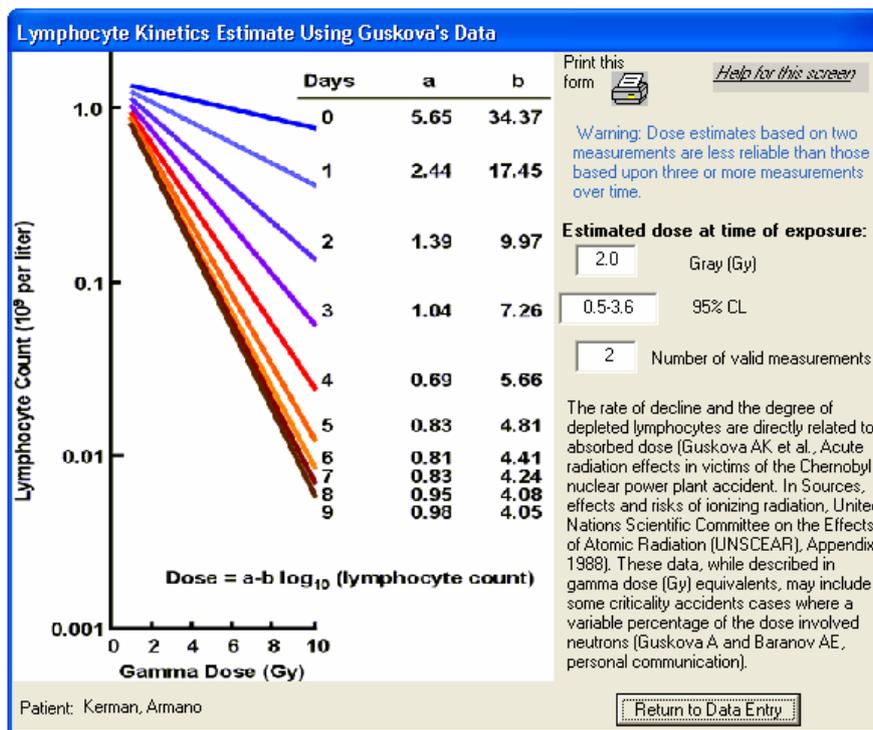
D = dosis

a dan b = nilai koefisien

Y = limfosit (dalam satuan 10^9 /liter)

Pengguna BAT dapat melakukan prediksi dosis dari satu atau lebih data hematologi korban kecelakaan radiasi. Untuk memperoleh nilai dosis berdasarkan data hematologi, pengguna harus mengisi data jumlah sel limfosit darah tepi dan tanggal serta waktu pengambilan sampel darah terlebih dahulu. Selain data jumlah sel limfosit darah tepi pengguna juga dapat mengisi data jumlah sel monosit, granulosit, netrofil, dan platelet (Gambar 1). Setelah pengguna mengisi data jumlah sel limfosit darah tepi dan tanggal serta waktu pengambilan sampel darah maka prediksi dosis dapat langsung dilakukan oleh BAT beserta nilai batas atas dan bawah kepercayaannya (Gambar 2).

Gambar 1. Prediksi dosis menggunakan BAT berdasarkan data hematologi



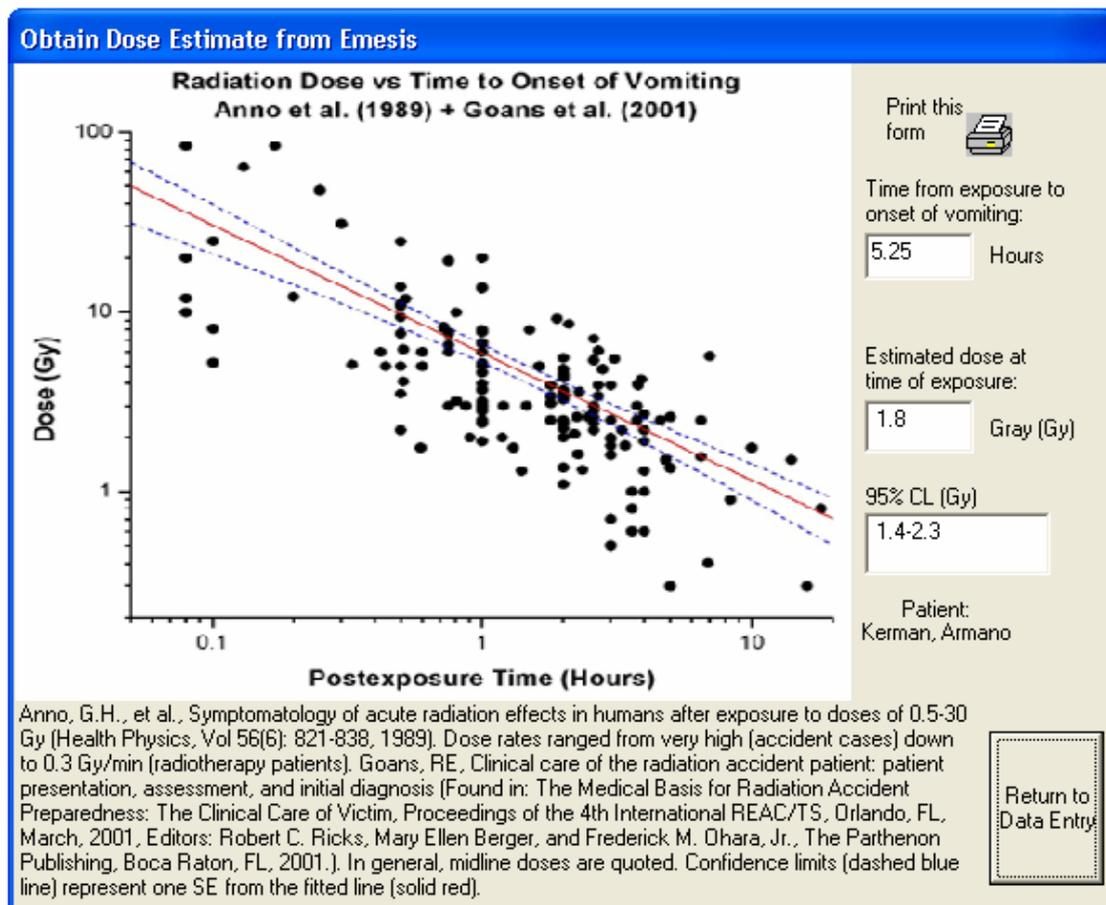
Gambar 2. Hasil prediksi dosis berdasarkan data hematologis dengan BAT

III. PREDIKSI DOSIS RADIASI BERDASARKAN GEJALA KLINIS TUBUH

Prediksi dosis radiasi menggunakan BAT juga dapat dilakukan berdasarkan gejala klinis lain yang merupakan gejala awal dari adanya paparan radiasi berlebih seluruh tubuh, atau dikenal sebagai *prodromal radiation syndrome*^[4]. Pada paparan radiasi seluruh tubuh dengan dosis sebesar 1-2 Gy, persentase munculnya rasa mual dan gejala muntah adalah sebesar 33-50% pada rentang waktu 2-3 jam setelah terjadinya paparan. Bila dosis paparan mencapai 2-4 Gy maka persentase munculnya rasa mual dan gejala muntah

meningkat sampai 75-80% dalam 1-2 jam setelah terjadinya paparan³.

Untuk memprediksi dosis berdasarkan gejala klinis, pengguna BAT harus terlebih dahulu memasukkan data tanggal dan waktu kapan mulai timbulnya gejala muntah. Prediksi dosis berdasarkan gejala klinis dapat dilakukan karena program BAT sudah memiliki kurva hubungan antara rentang waktu munculnya gejala muntah dengan besarnya dosis radiasi yang diterima. Data yang masuk akan dibandingkan dengan kurva untuk memperoleh nilai dosis yang diterima korban (Gambar 3).

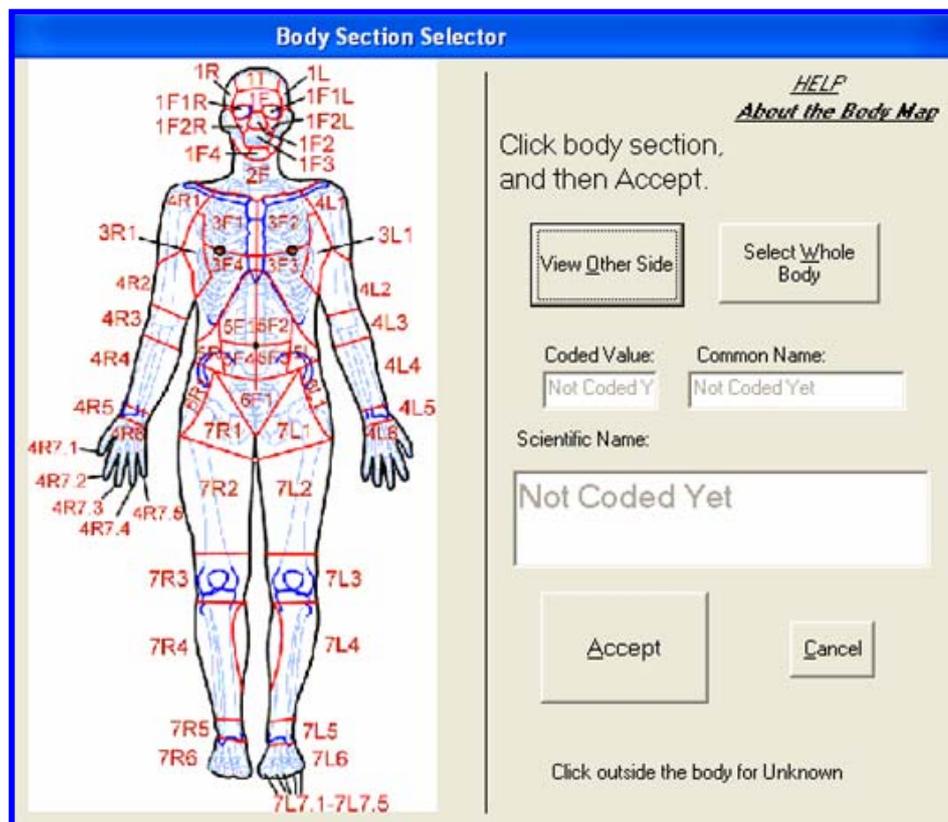


Gambar 3. Hasil prediksi dosis menggunakan BAT berdasarkan gejala klinis korban

IV. PEREKAMAN DATA MEDIS KORBAN KECELAKAAN RADIASI

Biodosimetry Assessment Tools (BAT) 1.0.3 juga dapat digunakan untuk merekam data medis korban kecelakaan radiasi seperti gejala prodromal, eritema pada kulit, infeksi, dan data hasil analisis aberasi kromosom yang dilakukan oleh laboratorium sitogenetik.

Khusus untuk perekaman data eritema kulit, pengguna BAT dapat menentukan secara lebih terperinci bagian tubuh korban yang mengalami eritema. Hal tersebut dimungkinkan karena program BAT memiliki peta pembagian tubuh manusia untuk memudahkan penentuan lokasi tubuh yang mengalami eritema (Gambar 4).



Gambar 4. Peta pembagian tubuh pada BAT

Untuk data hasil analisis aberasi kromosom pengguna dapat memasukkan data baik hasil analisis aberasi kromosom tidak stabil (kromosom disentrik dan cincin) maupun aberasi kromosom stabil (translokasi). Dengan demikian pengguna dapat memperoleh nilai prediksi dosis radiasi berdasarkan analisis aberasi kromosom. Untuk mempermudah dan mempercepat prediksi dosis berdasarkan analisis aberasi kromosom, pengguna dapat menggunakan perangkat lunak khusus yaitu *Chromosomal Aberrations Calculation Software 2.0* (CABAS 2.0). CABAS dibuat

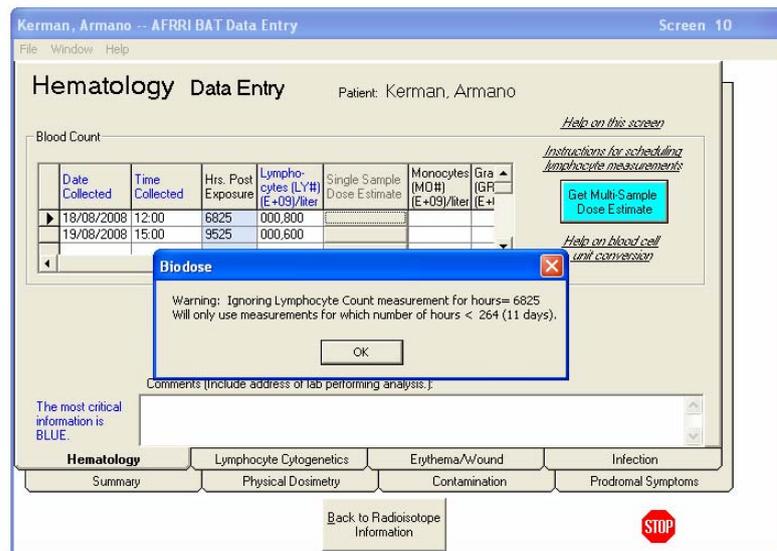
untuk membantu pembuatan kurva standar respon dosis dan memprediksi dosis serap yang diterima tubuh secara lebih cepat akurat [5].

V. SISTEM OPERASIONAL KOMPUTER UNTUK INSTALASI PROGRAM BAT 1.0.3

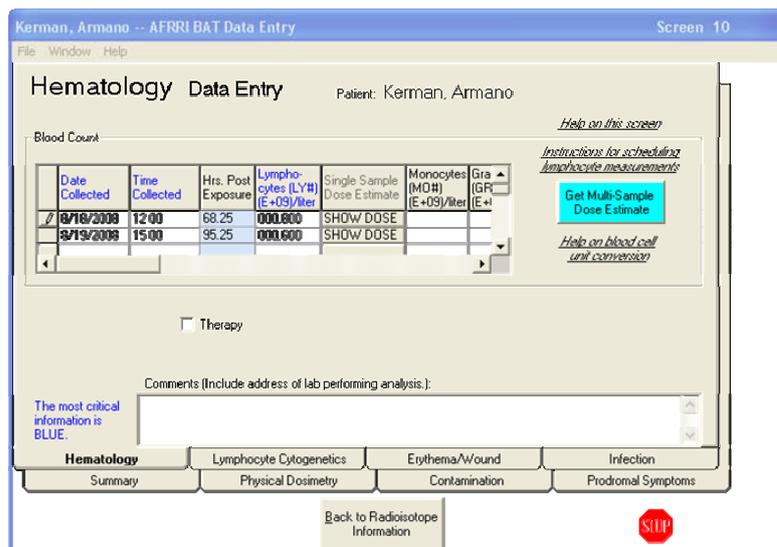
Program BAT 1.0.3 dapat di *install* pada komputer dengan sistem operasi minimum adalah Windows 95/98, namun BAT tidak dapat digunakan untuk memprediksi dosis berdasarkan data hematologi serta gejala prodromal apabila kondisi baterai komputer sudah lemah

sehingga Windows tidak menunjukkan waktu dan tanggal yang tepat (Gambar 5 dan 6). Hal tersebut dikarenakan BAT memprediksi dosis berdasarkan rentang waktu antara terjadinya kecelakaan dan mulai turunnya jumlah sel limfosit darah tepi dan timbulnya gejala muntah. Bila

komputer yang digunakan tidak menunjukkan tanggal dan waktu yang tepat maka program BAT tidak dapat menghitung rentang waktu secara benar antara mulainya korban terpapar radiasi dan timbul gejala muntah.



Gambar 5. Prediksi dosis menggunakan komputer dengan kondisi baterai lemah



Gambar 6. Prediksi dosis menggunakan komputer dengan kondisi baterai baik

VI. PENUTUP

Biodosimetry Assessment Tools (BAT) 1.0.3 dapat digunakan memprediksi dosis radiasi berdasarkan data hematologi dan gejala klinis yang timbul, serta menyimpan informasi hasil rekonstruksi dan menyimpan data medis setiap korban kecelakaan radiasi dalam bentuk digital pada kedaruratan nuklir. Perekaman data medis secara *digital* akan memudahkan pengiriman data atau penyimpanan data secara efektif dan efisien. Perekaman data medis korban juga memungkinkan petugas penanggulangan kecelakaan untuk memprediksi dosis yang diterima oleh korban secara lebih cepat dan akurat.

DAFTAR PUSTAKA

1. Pusat Pendidikan dan Pelatihan Badan Tenaga Nuklir Nasional. Penanggulangan Keadaan Darurat. Bahan Ajar Pelatihan Proteksi Radiasi 2008.
2. SALTER, C.A., LEVINE, I.H., JACKSON, W.E., PRASANNA, P.G.S., SALOMON, K., and BLAKELY, W. Biodosimetry Tools Supporting the Recording of Medical Information During Radiation Casualty Incidents. Dalam: BRODSKY, A., JOHNSON, R.H., and GOANS, R.E. eds. Public Protection from Nuclear, Chemical, and Biological Terrorism, Wisconsin: Medical Physics Publishing, 481- 488, 2004.
3. GUSKOVA, A.K., BARANOV, A.E., and GUSEV, I.A., Acute Radiation Sickness: Underlying Principles and Assessment. Dalam: GUSEV, A.E., GUSKOVA, A.K., and METTLER, F.A., eds. Medical management of radiation accidents. Washington, D.C: CRC Press, 33-51, 2001.
4. DAINIAK, N., WASELENKO, J.K., ARMITAGE, J.O., MACVITTIE, T.J., and FARESE, A.M. The Hematologist and Radiation Casualties. *Hematology*. 473-496. 2003.
5. RAMADHANI, D., dan LUSIYANTI, L. Perangkat Lunak CABAS Versi 2.0 Untuk Prediksi Dosis Radiasi Berdasarkan Analisis Aberasi Kromosom. Prosiding Lokakarya Komputasi dalam Sains dan Teknologi Nuklir, Serpong. 2008.

TANYA JAWAB:

1. **Penanya : Muh Stani Amrullah (PTKMR-BATAN)**

Pertanyaan :

1. Apakah program BAT dapat diinstal di laptop ?
2. Fungsi BAT untuk prediksi dosis apakah sudah diterapkan di Indonesia?

Jawaban : Dwi Ramadnani

1. Ya, asalkan memiliki sistem operasi minimal Windows 97.
2. Hingga saat ini belum karena BAT belum disosialisasikan ke Rumah Sakit dan Instansi selain BATAN.

TOKSISITAS DEKONTAMINAN CAMPURAN PRUSSIAN BLUE DAN KALIUM IODIDA PADA MONYET EKOR PANJANG (*Macaca fascicularis*)

Tur Rahardjo

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi - BATAN

ABSTRAK

TOKSISITAS DEKONTAMINAN CAMPURAN PRUSSIAN BLUE DAN POTASSIUM IODIDA PADA MONYET EKOR PANJANG (*Macaca fascicularis*). Prussian Blue (PB) merupakan salah satu dekontaminan yang dapat mengurangi kerusakan akibat paparan radiasi atau sebagai bahan yang dapat mengikat ^{137}Cs dan thorium yang diekresikan dari tubuh dengan cara pertukaran ion. Potassium Iodida (KI) adalah senyawa kimia yang membuat jenuh atau mengemblok kelenjar tiroid terhadap unsur radioaktif ^{131}I pada jaringan, sehingga dapat menurunkan jumlah radionuklida yang terserap. Dekontaminan campuran (PB) dan (KI) adalah senyawa kompleks yang pada kadar tertentu dalam tubuh dapat menimbulkan efek keracunan karena salah satunya mengandung sianida. Telah dilakukan perlakuan toksisitas dekontaminan campuran (PB) dan (KI) pada variasi dosis dalam mengeliminasi radionuklida ^{137}Cs dan ^{131}I dari dalam tubuh monyet ekor panjang. Penelitian ini bertujuan untuk mengetahui gangguan fungsi ginjal dan hati akibat pemberian dekontaminan campuran PB dan KI pada berbagai tingkat dosis tanpa menimbulkan efek toksik atau keracunan. Sebanyak 12 ekor monyet dibagi dalam empat (4) kelompok perlakuan yang diberi dosis total PB dan KI yang berbeda yaitu 3600 & 1250, 4050 & 1350, 4500 & 1800 mg/ekor dan tanpa pemberian PB dan KI sebagai kontrol. Pengamatan uji laboratorium klinik dilakukan pada hari ke 1, 2, 3, 7, 14, 21, 28, dan 35 pasca pemberian dekontaminan PB dan KI. Hasil pengamatan menunjukkan bahwa pemberian dekontaminan PB dan KI pada ke empat kelompok monyet tidak mempengaruhi kadar ureum, kreatinin, gula darah dan total protein sampai hari ke-35 pasca pemberian dekontaminan PB dan KI. Sedangkan SGOT, SGPT dan gamma GT dalam darah meningkat sampai hari ke-35 pasca pemberian PB dan KI pada ke empat kelompok monyet, dengan SGOT berturut-turut $30,7 \pm 12,77$; $38,15 \pm 18,11$, $30,92 \pm 12,00$ IU dan kontrol $27 \pm 4,667$ IU, SGPT berturut-turut $30,32 \pm 11,26$; $38,16 \pm 9,339$; $33,28 \pm 10,33$ IU dan kontrol $33,28 \pm 10,33$ IU dan gamma GT berturut-turut 82 ± 914 , $80 \pm 9,92$, $73 \pm 5,57$ IU dan kontrol $59,66 \pm 3,42$ IU. Pemberian PB dan KI hingga dosis 4500/1500 mg/ekor bersifat toksik pada hewan percobaan dan mempengaruhi fungsi hati sampai hari ke-35 pasca pemberian dekontaminan tetapi tidak memberikan efek terhadap fungsi ginjal.

Kata kunci : Toksisitas, Dekontaminan, Prussian blue (PB), Potassium Iodida, monyet ekor panjang

ABSTRACT

THE TOXICITY OF PRUSSIAN BLUE AND POTASSIUM IODIDA MIXTURE DECONTAMINANT IN THE BODY OF LONG TAIL MONKEY (*Macaca fascicularis*). Prussian Blue (PB) is one of decontaminant which can decrease damage as a result of radiation exposure or as a material which can bond ^{137}Cs and thorium which is excreted from body by ion exchange. Potassium Iodida (KI) is chemical compound used to block thyroid gland from ^{131}I radionuclide on jaringan and to decrease absorbed radionuclide. Decontaminant of prussian blue (PB) and Potassium Iodida (KI) mixture is a complex compound which can cause poisonous effect at a certain contain in body because one of them contained cyanide. Toxicity decontaminant of PB and KI mixture on varied doses to eliminate ^{131}I and ^{137}Cs radionuclides has been performed in the body of long tail monkey. The research is aimed to know renal and liver functions as a result of KI and PB mixed decontaminant given on varied dose level without causing toxicity or poisonous effects. Twelve monkeys as a research object were divided into four treatment groups which were given different PB and KI total such as 3600 & 1250, 4050 & 1350, 4500 & 1800 mg/body and without PB and KI as control. Clinical laboratory tests were done at 1, 2, 3, 7, 14, 21, 28, and 35 days after PB and KI decontaminant were

given. The result showed that PB and KI decontaminants given to four different treatment groups did not influence the contents of ureum, kreatinin, blood sugar and protein total until 35 days after PB and KI decontaminant were given. Meanwhile, until day of 35 after PB and KI decontaminants were given on four different groups the contents of SGOT, SGPT, and gamma GT in blood were increased as followed : SGOT (30.7 ± 12.77 , 38.15 ± 18.11 , 30.92 ± 12.00 IU and control 27 ± 4.667 IU), SGPT (30.32 ± 11.26 , 38.16 ± 9.339 , 33.28 ± 10.33 IU and control 33.28 ± 10.33 IU) and gamma GT (82 ± 9.14 , 80 ± 9.92 , 73 ± 5.57 IU and control 59.66 ± 3.42 IU). PB and KI decontaminants given up to 4500 & 1500 mg/body was known to be toxic and influence liver function until day of 35 after decontaminant given but no effect to renal function.

Keywords : Toxicity, Decontaminant, Prussian blue, Potassium Iodida, long tail monkey

I. PENDAHULUAN

Suatu toksikan akan menyebabkan kerusakan bila ia diserap oleh organisme dan absorpsi dapat terjadi lewat kulit, saluran cerna, paru-paru, dan beberapa jalur lain, tergantung pada dosis yang diberikan tetapi juga ada beberapa faktor lain misalnya derajat absorpsi, distribusi, pengikat dan ekskresi. Agar dapat diserap, didistribusikan, dan akhirnya dikeluarkan, suatu toksikan harus melewati sejumlah membran yang biasanya terdiri atas lapisan biomolekuler yang dibentuk oleh molekul lipid dan molekul protein yang tersebar di seluruh membran.

Efek toksik sangat bervariasi bergantung dari organ sasaran maupun mekanisme kerja serta semua efek toksik yang terjadi karena interaksi secara biokimiawi antara toksikan dengan struktur reseptor tertentu dalam tubuh. Soewondo menyebutkan bahwa puluhan bahkan ratusan bahan kimia telah diteliti terhadap

kemungkinan digunakan sebagai dekontaminan akibat kontaminasi secara interna maupun eksterna. Penelitian ini telah dimulai sejak diketahui bahwa radiasi pengion dapat merusak sistem biologi dan bahan-bahan kimia yang dapat mengurangi kerusakan akibat pajanan radiasi atau sebagai dekontaminan zat radioaktif terhadap kontaminasi externa maupun interna telah ditemukan pada akhir tahun empat puluhan¹.

Prussian Blue atau ferriferrosianida, $\text{Fe}_4[\text{Fe}(\text{CN})_6]_3$ merupakan salah satu bahan kimia yang dapat mengurangi kerusakan akibat pajanan radiasi atau sebagai bahan yang dapat mengikat ^{137}Cs dan thorium yang kemudian diekresikan dari tubuh dengan cara pertukaran antar ion². ^{137}Cs merupakan radionuklida hasil fisi bahan bakar reaktor nuklir yang dapat mencemari lingkungan apabila terjadi kecelakaan reaktor. ^{137}Cs mempunyai sifat menyerupai kalium yaitu mudah diserap oleh tumbuh-

tumbuhan dan hewan, kemudian masuk ke dalam rantai makanan pada lapisan tanah ^{137}Cs mempunyai waktu paro fisik 30,5 tahun dan biologi 14 – 140 hari bergantung pada spesies yang terkontaminasi³. Pemberian PB sebanyak 1 gr secara oral 3 kali sehari selama 2 -3 minggu dapat mereduksi waktu paro biologis ^{137}Cs sampai sepertiga dari standar nilai normal dan dosis PB diatur bergantung dari besar kecil atau tingkat keparahan akibat kontaminasi thorium atau cesium yang diterima, PB diberikan dalam rentang dari 1 gr, 3 g sampai 20 g, perhari yang dibagi dalam tiga dosis. Dalam ilmu pengobatan tindakan decorporation untuk radiocesium secara interna dengan dosis awal adalah satu gram tiga kali sehari dan dosis dapat ditingkatkan untuk kasus-kasus yang lebih parah/berat. Garam PB yang digunakan di dalam klinis sebagai penawar racun atau sebagai dekontaminan pada manusia yang terkontaminasi oleh radioaktif ^{137}Cs yang mengandung sianida dan dikhawatirkan meracuni gastrointestinal atau alat pencernaan⁴

Potassium Iodida adalah senyawa kimia yang membuat jenuh kelenjar tiroid sehingga unsur radioaktif ^{131}I yang akan masuk dapat tereliminasi, sehingga dapat menurunkan jumlah radionuklida ^{131}I yang terserap. Pemberian iodium stabil dalam

bentuk tablet kalium (KJ) akan menurunkan penyerapan oleh kelenjar tiroid kira-kira 90% jika diberikan kurang dari 2 jam setelah masuk dan kira-kira 50% jika kurang dari 3 jam dan sisanya diekskresikan melalui urin. Pemberian PB dan KI melalui lumen saluran cerna akan membentuk senyawa yang stabil di dalam tubuh dan ion ^{137}Cs di dalam usus halus, diserap ulang dari saluran cerna masuk ke dalam empedu, dan kemudian diekskresikan lagi ke dalam saluran cerna. PB dan KI menghentikan absorpsi ulang oleh saluran pencernaan, sehingga ekskresi melalui feses dan urin akan meningkat. PB dan KI sendiri tidak diserap oleh sistem pencernaan dalam jumlah yang signifikan^{5,6}.

Hati memiliki kapasitas yang lebih tinggi untuk detoksikan zat-zat kimia yang berhubungan dengan fungsi metabolik dan ekskretorik. Hati merupakan organ tubuh yang mempunyai fungsi cukup kompleks. Salah satu fungsi hati adalah sebagai tempat pembentukan dan sekresi empedu, tempat menyimpan zat hidrat arang berupa glikogen, mengatur dan mempertahankan kadar glukosa dalam darah, mengatur daya pembekuan darah, metabolisme dan sintesis protein dan lemak. Hati juga merupakan alat tubuh yang penting untuk ekskresi toksin terutama terhadap senyawa yang

polaritasnya tinggi (anion dan kation). Hati adalah organ terbesar di dalam tubuh dan secara metabolik paling kompleks di dalam tubuh dan merupakan organ sasaran karena beberapa hal, sebagian besar toksikan memasuki tubuh melalui sistem gastrointestinal dan setelah diserap, toksikan dibawa oleh vena porta ke hati. Kerusakan hati ditandai dengan peningkatan kadar enzim alanin transaminase (ALT), aspartat transaminase (AST), alkali fosfatase (ALP), bilirubin total, dan protein total dalam serum. Penyusun utama membran sel adalah lipid, protein, dan karbohidrat. Lipid yang menyusun membran adalah fosfolipid. Fosfolipid merupakan molekul yang bersifat amfipatik, artinya memiliki daerah hidrofilik dan hidrofobik. Keberadaan dua lapis fosfolipid mengakibatkan membran memiliki permeabilitas selektif, tetapi protein juga ikut menentukan sebagian besar fungsi spesifik dari membran. Membran plasma dan membran organel memiliki ragam protein yang spesifik. Molekul lipid dan molekul protein pada membran tidak terikat secara kovalen, melainkan melalui interaksi nonkovalen yang kooperatif. Asam lemak penyusun membran sel khususnya asam lemak rantai panjang tak jenuh yang amat rentan terhadap radikal bebas⁷.

Ginjal merupakan organ biotransformasi dan berfungsi penting sebagai organ ekskresi zat-zat yang tidak diperlukan melalui urin dan juga mengatur kebutuhan air dan elektrolit serta keseimbangan asam-basa dan berperan pada pengaturan sistem hormonal volume cairan ekstrasel dan tekanan darah arteri serta sintesis eritropoietin. Ginjal membuang toksin dari tubuh dengan mekanisme yang serupa dengan mekanisme yang digunakan untuk membuang hasil akhir metabolisme faali, yaitu dengan filtrasi glomerulus, difusi tubuler dan ekskresi tubuler. Kapiler glomerulus memiliki pori-pori yang besar (70nm) karena itu sebagian besar toksin akan lewat di glomerulus, kecuali toksin yang sangat besar (lebih besar dari BM 60.000) atau yang terikat erat pada protein plasma⁽⁸⁾.

Rekomendasi penggunaan zat kimia tertentu sebagai dekontaminan perlu diuji tingkat toksisitas zat tersebut pada berbagai variasi kadar dan tingkat efektivitas dalam berbagai kondisi spesifik, zat kimia asing pada kadar tertentu dalam tubuh dapat menimbulkan efek keracunan. Oleh karena itu penggunaan dekontaminan campuran antara *Prussian Blue* dan *Potassium Iodida* dalam mengeliminasi radionuklida ¹³⁷Cs dan ¹³¹I harus diuji tingkat toksisitasnya dan berapa besar dosis dekontaminan PB &

KI yang efektif sehingga tidak menimbulkan keracunan pada gastrointestinal.

Penelitian ini bertujuan untuk mengetahui gangguan fungsi ginjal dan hati yang terjadi akibat pemberian dekontaminan campuran antara PB dan KI pada berbagai dosis tanpa menimbulkan efek toksik (keracunan). Pada percobaan ini digunakan hewan coba monyet ekor panjang yang hasilnya dikonversikan ke dosis manusia, selanjutnya akan dipilih satu dosis untuk digunakan untuk tahap penelitian berikutnya.

II. TATA KERJA

A. Obyek penelitian.

Sebelum percobaan dimulai semua hewan coba diaklimatisasi selama kurang lebih dua bulan untuk beradaptasi dengan lingkungan yang baru. Hewan coba yang digunakan dalam penelitian ini adalah hewan uji monyet ekor panjang (*Macaca fascicularis*) sebanyak 12 ekor, berumur sekitar 5 tahun dengan berat badan rerata 5,5 kg/ekor yang diperoleh dari Bagian Primata IPB – Bogor. Hewan dipelihara dan dikarantina dalam kandang hewan Lab Biomedika selama 20 hari, diberi makanan dan minuman serta dicek kesehatannya oleh dokter hewan. Dekontaminan yang digunakan adalah *Prussian Blue* atau ferroferrisianida (*Aldrich Chemical*

Compani Inc., Milwaukee WIS 53233, USA) dan *Potassium Iodida*. Kandang hewan uji dibuat dari besi berukuran tinggi 90 cm dan lebar 60 cm, dilengkapi dengan tempat pakan berupa mangkuk terbuat dari *stainless steel* dan tempat minum. Di bawah kandang diberi penampung feses dan urin berupa ember (*metabolism cage*).

B. Pemberian dekontaminan

Hewan coba dibagi ke dalam empat kelompok, tiap kelompok terdiri atas tiga ekor. Kelompok selanjutnya dibedakan pada dosis pemberian PB dan KI dan diberikan melalui oral sebanyak tiga kali sehari selama tiga hari berturut-turut dengan variasi dosis untuk kelompok A 3600/1250, kelompok B 4050/1350 dan kelompok C 4500/1800 mg/ekor dan kelompok D tidak diberi perlakuan (kontrol).

C. Pengambilan sampel

Pengamatan pengaruh toksisitas dan gangguan fungsi hati dan ginjal setelah pemberian dekontaminan *Prussian Blue* dan *Potassium Iodida* dilakukan pengambilan sampel darah dari vena paha dengan membius monyet menggunakan ketalar 0.1/kg. Untuk mendapatkan serum darah, sampel darah yang diperoleh kemudian disentrifus dengan kecepatan 3000 rpm selama 10-15 menit, dilakukan uji klinis yaitu pemeriksaan ureum, kreatinin (fungsi ginjal) gula dalam darah, total protein SGOT, SGPT, Gamma GT (sistem cerna dan fungsi hati) dan

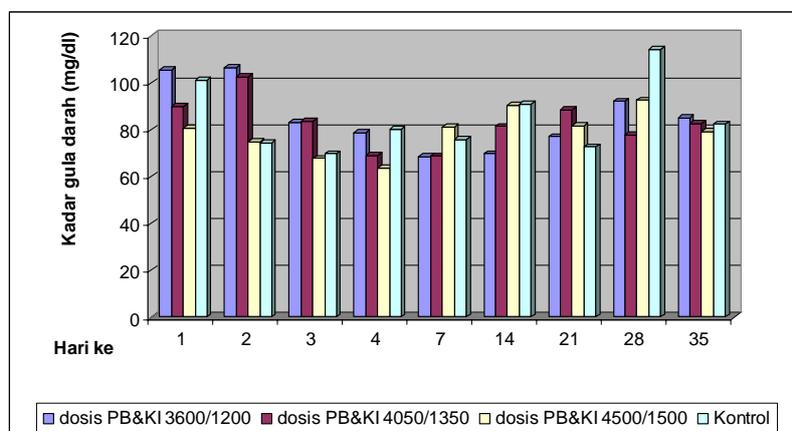
pemeriksaan fisik hewan (denyut nadi, denyut jantung, mata, telinga, kerontokan bulu, kelenturan kulit, berat badan, suhu badan) pada hari-hari pengamatan ke 1, 2, 3, 7, 14, 21, 28, 35 pasca pemberian PB dan KI.

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Glukosa masuk ke dalam peredaran darah melalui saluran pencernaan, sebagian besar glukosa ini kemudian langsung menjadi bahan bakar untuk sel otak, sedangkan yang lainnya menuju hati dan otot, yang disimpan sebagai glikogen (pati hewan) dan sel lemak. Glikogen merupakan sumber energi cadangan yang akan dikonversi kembali menjadi glukosa pada saat dibutuhkan energi lebih banyak. Meskipun lemak simpanan dapat juga menjadi sumber energi cadangan, lemak tak pernah secara langsung dikonversi menjadi glukosa. Fruktosa (gula buah) dan galaktosa (gula susu) merupakan, gula lain yang dihasilkan dari pemecahan karbohidrat, langsung

diangkut ke hati, konversi menjadi glukosa.

Hasil pengamatan kandungan kadar glukosa darah monyet pasca pemberian dekontaminan campuran antara PB dan KI dengan total dosis PB 3600, 4050 dan 4500 mg/ekor dan KI sebesar 1250, 1350 dan 1800 mg/ekor maupun kontrol disajikan dalam Gambar 1. Terlihat bahwa dari hari ke 1 sampai ke 35 pasca pemberian dekontaminan campuran kadar glukosa darah, monyet kontrol sebesar $80,1 \pm 14,85$, demikian pula untuk monyet yang diberi dekontaminan dosis 3600/1250 sebesar $83,2 \pm 13,90$, dosis 4050/1350 sebesar $83,2 \pm 13,90$, sedangkan dosis 4500/1800mg/ekor sebesar $80,6 \pm 9,41$. bila dilihat pada Gambar 1, terjadi peningkatan pada hari ke 1 sampai hari ke 3 pasca pemberian dan kembali konstan sampai hari ke 35 dan kadar glukosa konstan bila dibandingkan dengan kontrol tidak ada peningkatan yang sangat berarti



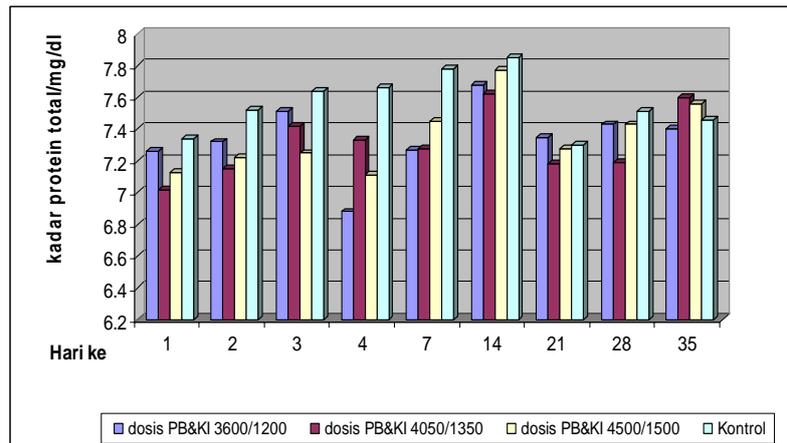
Gambar 1. Kadar gula dalam darah *Macaca fascicularis* pada hari ke 1 s/d 35 pasca pemberian dekontaminan campuran PB dan KI.

Tugas utama plasma protein adalah pengikat air dan fungsi transformasi selain itu juga sebagai buffer dan koloid, yang mengandung antibodi dan faktor-faktor pembekuan darah. Kadar protein dalam darah bergantung dari banyaknya protein dan banyaknya air dalam darah. Fungsi hati dalam metabolisme protein salah satunya ditentukan dengan pemeriksaan total protein dalam darah. Protein dalam serum sebagian besar terdiri dari albumin dan globulin, sedangkan dalam plasma terdiri dari albumin, globulin dan fibrinogen. Sel-sel parekim hati sebagian besar menghasilkan albumin, alfa-globulin, beta-globulin dan fibrinogen, sedangkan gamma-globulin disintesis dalam RES (retikulum endoplasmik sistem) dan nilai total protein berkurang (menurun) pada gangguan fungsi hati. ⁽⁸⁾.

Hasil pengamatan kandungan protein dalam darah monyet pasca pemberian dekontaminan PB disajikan dalam Gambar 2. Nilai protein total dalam darah monyet yang diberi PB pada hari pertama sampai hari ke 14 kadar protein total secara keseluruhan menurun di bandingkan kontrol walaupun secara statistik tidak berbeda. Terkait dengan fungsi hati dalam mensintesis protein, jika sel-sel hati mengalami kerusakan maka kemampuan hati dalam mensintesis protein juga akan turun. Kemungkinan penurunan

kadar protein disebabkan karena monyet mengalami kehilangan cairan tubuh dan nafsu makan berkurang yang menyebabkan gangguan sesaat terhadap metabolisme protein sehingga fraksi protein dalam darah mengalami perubahan karena pengaruh pemberian dekontaminan menyebabkan gangguan sesaat terhadap metabolisme protein sehingga fraksi protein dalam darah mengalami perubahan. Tubuh memerlukan protein untuk membentuk otot. Tapi bagi penderita penyakit ginjal, kelebihan protein menyebabkan gangguan pada proses filtrasi atau penyaringan, sehingga terjadilah peningkatan sisa hasil metabolisme protein dalam darah (ureum dan kreatinin) ⁽⁹⁾.

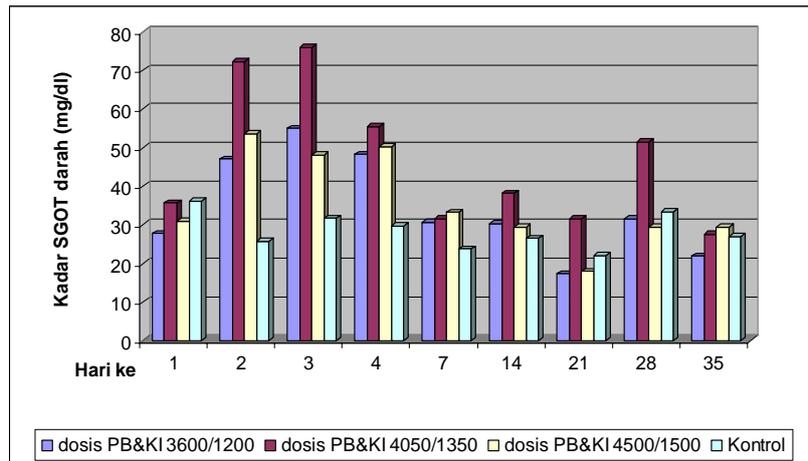
Asam lemak penyusun membran sel khususnya asam lemak rantai panjang tak jenuh (PUFAs) amat rentan terhadap radikal bebas. Menurut Jeon *et al.* 4 jumlah PUFAs dalam fosfolipid membran retikulum endoplasmik akan berkurang sebanding dengan jumlah CCl₄ yang diinduksikan. Pemberian CCl₄ dalam dosis tinggi dapat merusak retikulum endoplasmik yang mengakumulasi lipid, mengurangi sintesis protein, mengacaukan proses oksidasi, menurunkan berat badan, menyebabkan pembengkakan hati dengan demikian bobot hati menjadi bertambah, dan pemberian jangka panjang dapat menyebabkan leukemia, nekrosis sentrilobular serta degenerasi lemak di hati.



Gambar 2. Kadar proteion total dalam darah *Macaca fascicularis* pada hari ke 1 s/d 35 pasca pemberian dekontaminan campuran PB dan KI.

Alanin transaminase merupakan enzim sitosol dan terlibat dalam glukoneogenesis. Peningkatan kadar SGOT/SGPT dalam darah terutama disebabkan oleh kerusakan sel hati dan sel otot rangka. Kerusakan sel hepatosit diawali dengan perubahan permeabilitas membran yang diikuti dengan kematian sel. Aspartat transaminase juga merupakan enzim yang terlibat dalam glukoneogenesis, terdapat di dalam sitosol serta mitokondria sel hati, otot rangka, otot jantung, dan eritrosit. Peningkatan SGOT/ SGPT dalam darah disebabkan oleh kerusakan hati yang parah dan disertai nekrosis, sehingga enzim dari mitokondria juga ikut keluar sel.

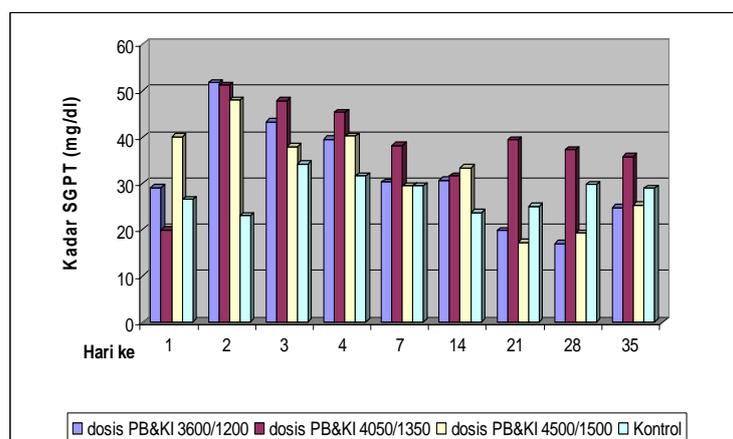
Hasil pengamatan kadar SGOT dan SGPT dalam darah monyet yang diberi dekontaminan PB & KI disajikan dalam Gambar 3 dan 4. Pada Gambar 3 terlihat bahwa kadar SGOT dalam darah monyet yang diberi PB dan KI tidak mengalami kenaikan pada hari ke 1 pasca pemberian dekontaminan dan meningkat pada hari ke 2 sampai hari ke 35 pasca pemberian dekontaminan. Untuk pemberian dekontaminan mengalami kenaikan cukup tinggi bila dibandingkan dengan monyet kontrol pada hari ke 2 sampai hari ke 35 walaupun secara statistik tidak berbeda .



Gambar 3. Kadar SGOT dalam darah *Macaca fascicularis* pada hari ke 1 s/d 35 pasca pemberian dekontaminan campuran PB dan KI.

Hasil pengamatan kandungan SGPT disajikan dalam Gambar 4, terlihat bahwa untuk monyet yang diberi dekontaminan mengalami kenaikan SGPT pada hari ke 2 sampai hari ke 35 pasca pemberian PB & KI. Peningkatan kadar enzim SGPT dan SGOT merupakan tanda adanya gangguan dari fungsi hati, gangguan pada sel hati

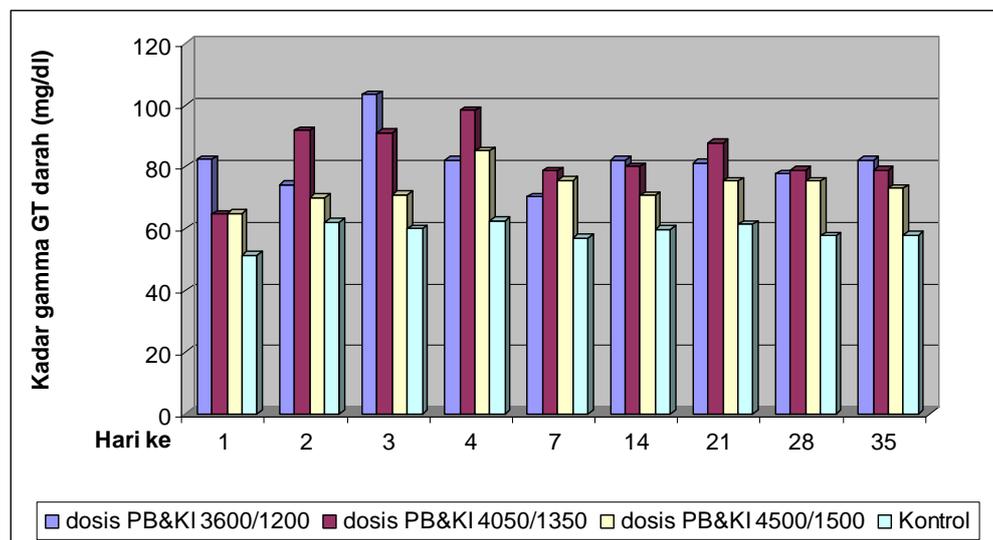
yang relatif kecil akan meningkatkan kadar enzim SGPT dan SGOT di dalam darah, namun pada tingkat kerusakan yang luas dan parah, ketersediaan enzim SGPT dan SGOT di dalam sel hati sudah sangat rendah akibat kemampuan sel hati dalam mensintesis enzim tersebut sudah berkurang atau hilang sama sekali.



Gambar 4. Kadar SGPT dalam darah *Macaca fascicularis* pada hari ke 1 s/d 35 pasca pemberian dekontaminan campuran PB dan KI.

Gamma-GT (*gamma glutamyl transferase*) adalah enzim yang kadarnya diukur untuk skrining penyakit hati dan untuk memantau sirosis (pengerasan atau parut/sikatrik pada hati, terutama akibat keracunan dan kecanduan alkohol). Ini juga bermanfaat untuk mendiagnosis sumbatan pada saluran yang mengalirkan cairan empedu dari hati ke usus. Hasil pengamatan kandungan gamma GT disajikan dalam Gambar 5, dan terlihat bahwa untuk monyet yang diberi dekontaminan mengalami kenaikan kadar gamma GT pada hari ke 1 pasca pemberian sampai hari ke 35 pasca pemberian PB bila dibandingkan dengan kontrol. Kenaikan

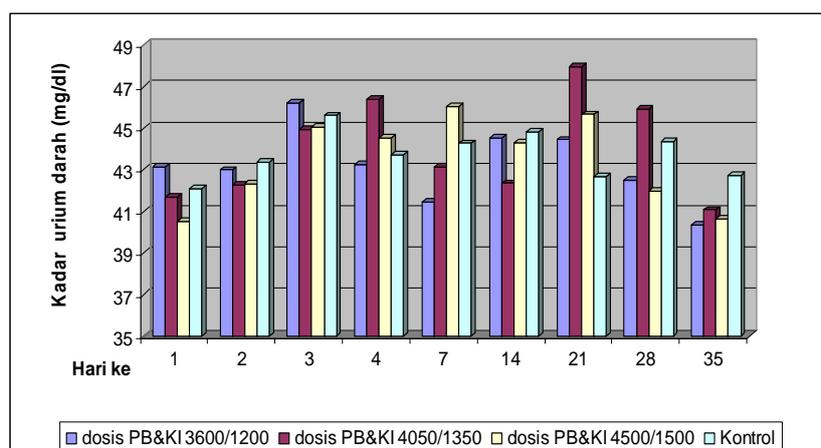
kadar SGOT, SGPT dan gamma-GT dalam darah dikarenakan terganggunya fungsi hati sesaat. Perubahan sesaat ini dapat disebabkan oleh dekontaminan yang mempengaruhi pusat katalitik pada enzim, disamping itu mungkin senyawa ini bereaksi dengan gugus fungsi lainnya dalam biomolekul.¹⁰ peningkatan kadar gamma-GT tidak diikuti dengan gejala gangguan fisik pada monyet, misalnya mengalami demam, lesu, letih atau kelelahan yang tidak biasa, rongga mulut tidak mengalami pembengkakan dan berwarna merah, tidak mengalami muntah, denjut jantung normal, dan tidak mengeluarkan air liur yang berlebihan¹¹.



Gambar 5. Kadar Gamma GT dalam darah *Macaca fascicularis* pada hari ke 1 s/d 35 pasca pemberian dekontaminan campuran PB dan KI.

Ureum dan kreatinin merupakan senyawa kimia yang menandakan fungsi ginjal. Oleh karena itu, tes ureum kreatinin selalu digunakan untuk melihat fungsi ginjal pasien yang diduga mengalami gangguan pada organ ginjal. Hasil pengamatan kandungan ureum darah monyet pasca pemberian dekontaminan campuran antara (PB) dan (KI) dengan total dosis PB 3600,4050 dan 4500 mg/ekor dan KI 1250,1350 dan 1800 mg/ekor maupun kontrol disajikan dalam Gambar 6. Terlihat bahwa antara monyet yang diberi dekontaminan PB dan KI sebesar 3600/1250, 4050/1350 dan 4500/1800mg/ekor dengan monyet kontrol tidak ada perbedaan yang nyata, kandungan ureumnya relatif hampir sama bila dibandingkan kontrol (nilai normal 40 – 50 mg/dl metoda Berthelot). Untuk dosis 3600/1250 mg/ekor kandungan ureum

sebesar 43,20 mg/dl, dosis 4050/1350 mg/ekor sebesar 43,96 mg/dl, dosis 4500/1800mg/ekor sebesar 43,45mg/dl sedangkan untuk kontrol sebesar 43,73mg/dl. Ureum darah diperoleh dari metabolisme protein normal dan diekskresi melalui urin. Biasanya ureum yang meningkat menunjukkan adanya kerusakan glomerulus. Namun, kadar ureum juga dapat dipengaruhi oleh kurangnya zat makanan dan hepatotoksik yang merupakan efek umum beberapa toksikan (bahan beracun). Gangguan ginjal yang kronik akan menyebabkan penurunan laju filtrasi glomerulus (fungsi penyaringan ginjal) sehingga ureum, kreatinin, dan asam urat yang seharusnya disaring oleh ginjal untuk kemudian dibuang melalui air seni, akibatnya zat-zat tersebut akan meningkat di dalam darah.

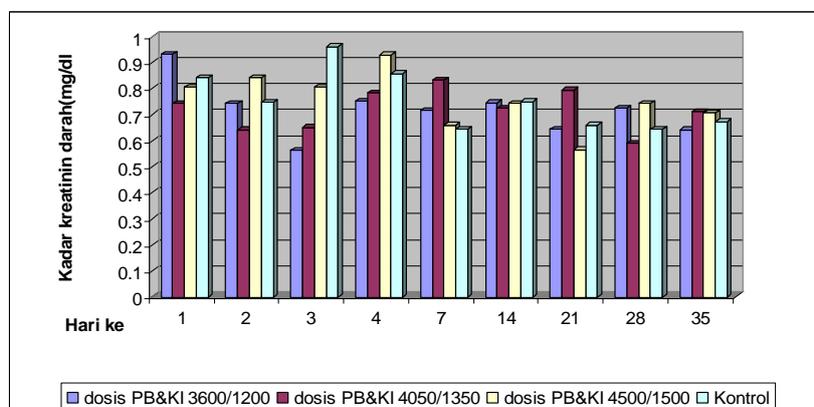


Gambar 6. Kadar ureum dalam darah *Macaca fascicularis* pada hari ke 1 s/d 35 pasca pemberian dekontaminan campuran PB dan KI.

Kreatinin adalah suatu metabolit dan diekskresi seluruhnya dalam urin melalui filtrasi glomerulus. Dengan demikian meningkatnya kadar kreatinin dalam darah merupakan indikasi rusaknya fungsi ginjal. Selain itu data kadar kreatinin dalam darah dan jumlahnya dalam urin dapat digunakan untuk perkiraan laju filtrasi glomerulus. Pada Gambar 7 terlihat bahwa pada hari pertama pasca pemberian PB dan KI kadar kreatinin darah mengalami kenaikan sedikit bila dibandingkan dengan monyet kontrol terutama untuk monyet yang diberi dekontaminan dengan dosis 3600/1250, 4050/1350 dan 4500/1800mg/ekor, kadar kreatininnya masih dalam kisaran normal (0,64 – 1,66 mg/dl metoda Kreatinin pikrat) dan tidak menimbulkan kerusakan yang sebanding dengan dosis ¹².

Pada manusia, hampir seluruh hasil akhir metabolisme diekskresi melalui glomerulus, ekskresi metabolit-metabolit melalui tubulus kurang penting kecuali untuk kalium, ureum, dan kreatinin pada

kadar yang tinggi dalam plasma. Kreatinin merupakan produk akhir dari kreatin. Kreatin terutama disintesis dari asam-asam amino dalam hati dan ginjal. Kreatin diambil dari aliran darah oleh otot kemudian difosforilasi dan memasuki metabolisme otot, dan hampir semua kreatin tubuh terdapat dalam otot. Kreatinin secara metabolik tidak aktif, berdifusi ke dalam plasma dan diekskresikan ke dalam urin. Pada kegagalan ginjal, kreatinin ditahan bersama unsur nitrogen non protein darah lainnya. Dibandingkan dengan ureum plasma, kreatinin plasma lebih luas digunakan untuk mengukur fungsi ekskresi kegagalan ginjal kronik dan sebagai ukuran kuantitatif kerusakan ginjal karena kreatinin plasma hampir tidak dipengaruhi oleh diet seperti halnya ureum plasma. Pada manusia umumnya jika kreatinin plasma kurang dari 900 $\mu\text{mol/l}$ filtrasi glomerulus dinyatakan normal ¹³.



Gambar 7. Kadar kreatinin dalam darah *Macaca fascicularis* pada hari ke 1 s/d 35 pasca pemberian dekontaminan campuran PB dan KI.

Tabel 1. Nilai rerata komponen biokimia darah monyet ekor panjang selama 35 hari pasca pemberian dekontaminan PB & KI secara oral

Dosis PB&KI (mg/ekor)	Gula darah (mg/dl)	Total protein (mg/dl)	SGOT (U/l)	SGPT (U/l)	Gamma GT (U/l)	Ureum (mg/dl)	Kreatinin (mg/dl)
PB&KI 3600/1250	83.2 ± 13.90	7.35 ± 0.310	30.7 ± 12.77	30.32 ± 11.26	82 ± 9.14	43.13 ± 1.74	0.725 ± 0.102
PB&KI 4050/1350	82.76 ± 10.56	7.73 ± 0.391	38.15 ± 18.11	38.16 ± 9.339	80 ± 9.92	43.13 ± 2.40	0.723 ± 0.079
B&KI 4500/1800	80.6 ± 9.41	7.53 ± 0.192	30.92 ± 12.00	33.28 ± 10.33	73 ± 5.57	44.32 ± 2.12	0.743 ± 0.106
Kontrol	80.1 ± 14.85	7.46 ± 0.257	27 ± 4.667	28 ± 3.71	59.66 ± 3.42	43.72 ± 1.13	0.747 ± 0.112

Pada Tabel 1 terlihat bahwa untuk monyet yang diberi dekontaminan PB&KI dosis 3600/1250, 4050/1350 dan 4500/1800 mg/ekor bila dibandingkan dengan monyet kontrol selama 35 hari pasca perlakuan tidak terjadi peningkatan nilai kadar ureum, kreatinin, gula darah, dan total protein. Sebaliknya untuk nilai pemeriksaan enzim SGOT, SGPT, dan GammaGT bila dibandingkan dengan kontrol mengalami peningkatan untuk pemberian dosis 3600/1250, 4050/1350 dan 4500/1800mg/ekor untuk SGOT masing-masing sebesar(30,7 ± 12,77, 38,15 ± 18,11, 30,92 ± 12,00, kontrol 27,0 ± 4,667) SGPT (30,32 ± 11,26, 38,16 ± 9,339, 33,28 ± 10,33 kontrol 33,28 ± 10,33) dan gamma GT (82 ± 9,14, 80 ± 9,92, 73 ± 5,57 dan kontrol 59,66 ± 3,42).

IV. KESIMPULAN

Berdasarkan data, analisis statistik dan evaluasi hasil penelitian yang telah dilakukan maka dapat disimpulkan bahwa

pemberian PB & KI sebagai dekontaminan ¹³⁷Cs dan ¹³¹I pada monyet ekor panjang tidak mempengaruhi kadar ureum, kreatinin, gula darah dan protein total pasca pemberian dekontaminan sampai hari ke 35, sedangkan SGOT, SGPT, dan gamma GT dalam darah meningkat sampai hari ke 35 pasca pemberian PB dan KI. Pemberian PB dan KI hingga dosis 4500/1800 mg/ekor bersifat toksik pada hewan percobaan yang mempengaruhi fungsi hati pada hari ke 35 pasca pemberian dekontaminan.

DAFTAR PUSTAKA

1. HARMITA, MAKSUM RADJI. Analisis Hayati, Departemen Farmasi FMIPA UI, ed 2, p; 47-88, 2005
2. SWINDON, T.N. Manual on the medical management of individuals involved in radiation accidents, Australian Radiation Laboratory, Victoria, 1991.
3. ANONIMUS, Influence of Prussian Blue on Metabolism of Cs-137 and Rb-86 9n Rats, Health Physics, Pergamon Press, Oxford Vol. 22 : 1-18, 1972.

4. MELO, D.R., LIPSZTEIN, J.L., de OLIVEIRA, C.A., BERTELLI, L. 137Cs internal contamination involving a Brazilian accident, and the efficacy of Prussian Blue treatment. 1994 Health Phys 66(3): 245-252.
5. US FDA, "Potassium Iodida as a Thyroid Blocking Agent in Radiation Emergencies," U.S. Department of Health and Human Services Food and Drug Administration Center for Drug Evaluation and Research (CDER); December, 2001.
6. HARRISON, JR, PAILE W, BAVERSTOCK K. Public Health Implications of Iodine Prophylaxis in Radiological Emergencies. In: "Thomas G, Karaoglou A, Williams ED.", eds. *Radiation and Thyroid Cancer*. Singapore: World Scientific, 1999; 455-463.
7. DONATUS, I.A., *Toksikologi Dasar*, Laboratorium Farmakologi dan Toksikologi Fakultas Farmasi Universitas Gadjah Mada, Yogyakarta, 2001
8. SYAIFUDIN, M., LUSIYANTI, Y. dan RAHARDJO, T., Perubahan glukosa darah tikus putih yang diberi DMSO dan cystein akibat paparan sinar gamma, Prosiding Pertemuan dan Presentasi Ilmiah, PPNY-BATAN, Yogyakarta, 1992, 888-895.
9. THOMAS I. Alanine aminotransferase (ALT), Aspartate Amonotransferase (AST), In: Thomas L. *Clinical Laboratory Diagnostic*. 1st ed, Frankfurt: TH-Books Verlagsgesellschaft, p.55-65, 1998.
10. TUR RAHARDJO. Studi Toksisitas Dekontaminan Prussian Blue Pada Monyet Ekor Panjang (*Macaca fascicularis*) Prosiding Seminar Nasional Penelitian dan Pengelolaan Perangkat Nuklir di Yogyakarta 2006
11. ABOU-SEIF, M.A., EL-NAAGAR, M.M., EL-FAR, M., RAMADAN, M., and SALEH, N., Prevention of biochemical changes in irradiated rats by some metal complexes, *Clinical Chemistry and Laboratory Medicine* 41(7), 926-933, 2003.
12. INDAH, P, Uji Toksisitas Ekstrak Etanol Buah, Biji Makuto Dewo (*.Phaleria macrocarpa* (Scheff.)Boerl.) Terhadap *Artemia Salina* Leach dan Profil Kromatografi Lapis Tipis Ekstrak Aktif, *Skripsi*, Fakultas Farmasi Universitas Sanata Dharmna, Yogyakarta, 2002.
13. GUSKOVA, A.K., Radiation sickness classification, in : Gusev IA, Guskova AK, Mettler FA eds, *Medical management of radiation accidents*, CRC Press, Washington DC, 2001.

TANYA JAWAB :

1. Penanya : Eko Pramono (PTKMR-BATAN)

Pertanyaan :

1. Bila dilihat dari grafik SGOT, SGPT dan gamma GT meningkat, apakah organ hati mengalami kerusakan?

Jawaban : Tur Rahardjo

1. Tidak, hanya fungsi hatinya saja mengalami gangguan sementara.

KAJIAN KESELAMATAN RADIASI PADA LABORATORIUM METROLOGI RADIASI NASIONAL BERDASARKAN HASIL INSPEKSI INTERNAL

B.Y. Eko Budi Jumpeno

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi - BATAN

ABSTRAK

KAJIAN KESELAMATAN RADIASI PADA LABORATORIUM METROLOGI RADIASI NASIONAL BERDASARKAN HASIL INSPEKSI INTERNAL. Telah dilakukan pemantauan radiasi dalam tiga periode pemantauan yaitu April 2008, September 2008, dan Maret 2009 di Laboratorium Metrologi Radiasi Nasional (LMR-N) , Kantor Pusat BATAN, Mampang Prapatan. Ketika fasilitas kalibrasi alat ukur radiasi (AUR) tingkat terapi dioperasikan terdeteksi laju paparan radiasi antara 0,00 – 0,069 mR/jam pada dinding sebelah luar ruang kalibrasi dan antara 0,00 – 0,132 mR/jam pada permukaan lantai 2 di atas ruang kalibrasi. Namun ketika fasilitas kalibrasi AUR tingkat proteksi dioperasikan terdeteksi laju paparan radiasi antara 0,00 – 0,314 mR/jam pada permukaan dinding sebelah luar ruang kalibrasi dengan laju paparan 0,314 mR/jam merupakan arah berkas primer pada dinding. Apabila semua fasilitas kalibrasi tidak dioperasikan tidak terdeteksi adanya laju paparan radiasi yang berasal dari sumber radiasi. Pada saat yang sama juga dilakukan pengamatan visual dan pengujian fitur keselamatan yang meliputi keamanan penyimpanan sumber radioaktif, sistem dan fungsi interlock, lampu indikator operasi, ketersediaan alat ukur radiasi dan tanda-tanda radiasi, prosedur keselamatan dan logbook. Berdasarkan pengamatan dan pengujian yang dilakukan dapat disimpulkan bahwa secara umum fitur keselamatan pada LMRN sudah memadai namun diperlukan penyempurnaan sistem dan fungsi interlock pada fasilitas kalibrasi AUR tingkat terapi, penyempurnaan lampu indikator operasi pada fasilitas kalibrasi AUR tingkat proteksi dan fasilitas kalibrasi AUR Sinar-X, dan tersedianya prosedur keselamatan untuk ketiga fasilitas kalibrasi di LMR-N.

Kata kunci : keselamatan radiasi, kalibrasi, inspeksi internal

ABSTRACT

ASSESSMENT OF RADIATION SAFETY AT THE NATIONAL RADIATION METROLOGY LABORATORY BASED ON INTERNAL INSPECTION RESULT. Radiation monitoring has been carried out in 3 periods, namely April 2008, September 2008 and March 2009 at the National Radiation Metrology Laboratory, BATAN Headquarters, Mampang Prapatan. When calibration facility of radiation measuring instrument for therapy level was operated, it was detected that radiation exposure rates on the outside wall surface of calibration room and on the floor surface at the second floor of upper calibration room were between 0.00 – 0.069 mR/hour 0.00 – 0.132 mR/hour respectively. Meanwhile, when the calibration facility of radiation measuring instrument for protection level was operated , it was detected that the radiation exposure rate on the outside wall surface of calibration room was between 0.00 – 0.314 mR/hour where the exposure rate of 0.314 mR / hour was the direction of the primary beam on the wall. If the calibration facility was not operated, it was not detected any radiation from the radiation sources. At the same time, it was carried out a visual observation and testing of safety features including security of radioactive material storing, interlock function and system, indicator lamp of operation, the availability of radiation measuring instrument and radiation signs, safety procedures, and logbook. Based on field observation and testing, it is concluded that generally safety features at the National Radiation Metrology Laboratory has supported the safety system but it is necessary to improve the performance of interlock function and system at the calibration facility of radiation measuring instrument for therapy level, the performance of indicator lamp of operation at the calibration facility of radiation measuring instrument for protection level and the calibration facility of radiation measuring instrument using X-Ray, and availability of safety procedures for the three facilities at the LMR-N.

Keywords : radiation safety, calibration, internal inspection

I. PENDAHULUAN

Pemanfaatan sumber radiasi sudah berkembang secara luas di bidang industri, kesehatan dan penelitian. Salah satu pemanfaatan tersebut diimplementasikan dalam bidang metrologi radiasi. Kalibrasi alat ukur radiasi (kalibrasi AUR) merupakan salah satu kegiatan dalam metrologi radiasi. Menurut Perka BAPETEN No. 1 Tahun 2006 tentang Laboratorium Dosimetri, Kalibrasi Alat Ukur Radiasi dan Keluaran Sumber Radiasi Terapi, Dan Standardisasi Radionuklida, kalibrasi AUR adalah tindakan membandingkan bacaan alat ukur tersebut terhadap bacaan AUR standar atau tindakan menyinari alat tersebut dalam medan radiasi yang telah diketahui karakteristiknya melalui sumber standar atau AUR standar pada kondisi acuan¹.

Laboratorium Metrologi Radiasi Nasional – Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi – BATAN (LMR-N-PTKMR-BATAN) memiliki beberapa fasilitas kalibrasi yaitu Fasilitas Kalibrasi AUR Gamma Tingkat Terapi, Fasilitas Kalibrasi AUR Gamma Tingkat Proteksi dan Fasilitas Kalibrasi AUR Sinar-X untuk Tingkat Proteksi, Diagnostik dan Terapi yang berlokasi di Kantor Pusat BATAN, Mampang Prapatan. Menunjuk Pasal 26 Undang-undang No. 33 Tahun 2007 yang berisi kewajiban untuk melaksanakan

pemantauan paparan radiasi dan/atau kontaminasi di daerah kerja secara terus menerus, berkala dan/atau sewaktu-waktu² maka di fasilitas kalibrasi yang berlokasi di Kantor Pusat BATAN, Mampang Prapatan juga dilakukan pemantauan radiasi secara berkala. Selain pemantauan radiasi, di fasilitas ini juga dilakukan pemantauan terhadap beberapa persyaratan keselamatan yaitu fungsi sistem interlock, pengisian logbook operasi, pemasangan tanda-tanda radiasi, lampu-lampu indikator operasi, dan ketersediaan surveimeter dan dosimeter perorangan sebagaimana dipersyaratkan bagi suatu fasilitas yang memanfaatkan sumber radiasi³.

Pada saat ini, LMR-N, Kantor Pusat BATAN, Mampang Prapatan memiliki beberapa sumber radiasi yang digunakan dalam kegiatan kalibrasi, yaitu sumber radioaktif Co-60 (Cirus) dengan aktivitas 233,63 TBq pada tanggal 1 Juni 1999 untuk kalibrasi AUR gamma terapi dan sumber Cs-137 dengan aktivitas 74 GBq pada tahun 1983 yang digunakan untuk kalibrasi AUR gamma proteksi. Sedangkan sumber Co-60 dengan aktivitas 3,7 Bq pada tahun 1983 dan sumber Co-60 (Picker) dengan aktivitas 3536 Ci pada 1 November 1982 tidak digunakan untuk kegiatan kalibrasi karena aktivitasnya tidak memadai. Sedangkan pesawat sinar-X XYLON YMG 325 dengan

tegangan operasi 15 – 320 kV dan arus pengoperasian sebesar 0,5 – 22,5 mA) yang digunakan untuk kalibrasi AUR sinar-X sedang dalam tahap komisioning. Sumber Co-60 (proteksi) dan Cs-137 (proteksi) masing-masing memiliki aktivitas 74 GBq dan 3,7 GBq pada tahun 1983.

Sebagai fasilitas yang memanfaatkan sumber radiasi, maka pemantauan radiasi dan persyaratan keselamatan lainnya pada fasilitas LMR-N merupakan keharusan sebagaimana disebutkan di dalam Peraturan Pemerintah No. 33 Tahun 2007. Kajian atas hasil pemantauan radiasi dan parameter keselamatan tersebut menjadi dasar untuk peningkatan sistem keselamatan fasilitas LMR-N.

II. TINJAUAN PUSTAKA

Menurut Perka BAPETEN No. 1 Tahun 2006 Pasal 10 Ayat (1) disebutkan bahwa alat ukur radiasi lapangan wajib dikalibrasi untuk menjamin kebenaran nilai paparan, laju paparan, aktivitas, laju cacah, dosis, atau laju dosis. Kalibrasi AUR dilakukan secara berkala sekurang-kurangnya sekali dalam satu tahun oleh Laboratorium Dosimetri Standar Sekunder (LDSS) atau Laboratorium Dosimetri Standar Tersier (LDST). Dalam hal khusus, kalibrasi AUR dapat dilakukan di LDSS

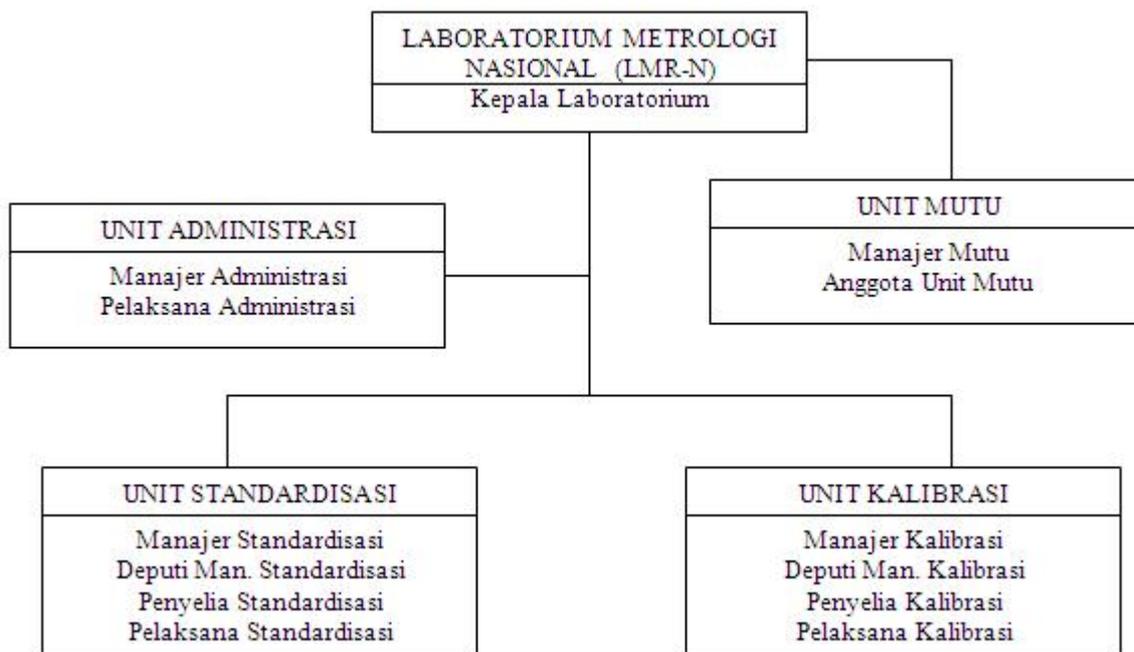
atau LDST negara lain setelah mendapat persetujuan dari BAPETEN.

Berdasarkan Perka BAPETEN No. 1 Tahun 2006 Pasal 4, laboratorium dosimetri diklasifikasikan menjadi tiga yaitu Laboratorium Dosimetri Standar Primer (LDSP), Laboratorium Dosimetri Standar Sekunder (LDSS), dan Laboratorium Dosimetri Standar Tersier (LDST). LDSP merupakan laboratorium dosimetri yang mengembangkan, memelihara, dan meningkatkan standar primer dalam dosimetri radiasi, berpartisipasi dalam uji banding sistem pengukuran internasional yang dikoordinir oleh *Bureau International des Poids et Mesures* (BIPM) dan memberikan pelayanan kalibrasi alat ukur radiasi standar sekunder. Sementara LDSS adalah laboratorium dosimetri yang memiliki, mampu mengoperasikan dan memelihara alat ukur radiasi standar sekunder dan/atau sumber standar yang tertelusur ke LDSP, sedangkan LDST merupakan laboratorium dosimetri yang memiliki, mampu mengoperasikan dan memelihara alat ukur radiasi standar tersier dan/atau sumber standar yang tertelusur ke LDSS atau LDSP. Menurut Pasal 6 Perka BAPETEN No. 1 Tahun 2006, LDSS BATAN ditunjuk sebagai Laboratorium Dosimetri Tingkat Nasional (LDTN)¹.

Menunjuk pasal tersebut maka LMR-N-PTKMR-BATAN merupakan LDTN.

Di dalam Keputusan Kepala PTKMR No. 14/KMR/I/2008 tentang Laboratorium Metrologi Radiasi Nasional dan Laboratorium Metrologi Radiasi, Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi disebutkan bahwa LDSS-PTKMR mendapat tugas sebagai LDTN dengan nama Laboratorium Metrologi Radiasi Nasional disingkat LMR-N. Salah satu kegiatan LMR-N adalah memberikan layanan kalibrasi AUR standar milik LDSS/LDST, AUR lapangan untuk tingkat proteksi,

diagnostik dan terapi, keluaran sumber radiasi terapi, peralatan pemantau dosis perorangan, dan standardisasi radiasi⁴. Dalam melakukan kegiatannya LMR-N menerapkan ISO 17025:2005 dan IAEA GS-G-3.2:2008. Struktur organisasi LMR-N sebagaimana diuraikan pada Gambar 1 terdiri dari Unit Mutu, Unit Administrasi dan 2 Unit Teknis yaitu Unit Kalibrasi dan Unit Standardisasi. Fasilitas Kalibrasi Radiasi Gamma dan Fasilitas Kalibrasi Radiasi Sinar-X yang berlokasi di Kantor Pusat BATAN, Mampang Prapatan berada di bawah Unit Kalibrasi, LMR-N.



Gambar.1. Struktur organisasi Laboratorium Metrologi Radiasi Nasional⁴

Pemantauan Radiasi Daerah Kerja

Pemantauan radiasi daerah kerja merupakan kegiatan dalam rangka memenuhi ketentuan Pasal 26 Undang-undang No. 33 Tahun 2007. Pemantauan radiasi daerah kerja dilaksanakan di dalam dan di luar ruang kalibrasi. Hasil pengukuran radiasi selanjutnya dikoreksi dengan radiasi latar dan faktor kalibrasi sebagaimana persamaan:

$$X_s = (X_p - X_L) \times FK \dots\dots\dots (1)$$

dengan :

X_s = laju paparan radiasi sebenarnya ($\mu R/jam$)

X_p = bacaan laju paparan dari alat ukur ($\mu R/jam$)

X_L = bacaan laju paparan latar ($\mu R/jam$)

FK = faktor kalibrasi surveimeter

Pemantauan Persyaratan Keselamatan

Fasilitas kalibrasi pada LMR-N di Kantor Pusat BATAN, Mampang Prapatan mengandung potensi bahaya radiasi yang berasal dari sumber radioaktif Co-60 dan Cs-137 serta pesawat sinar-X. Fitur keselamatan yang dipantau pada Fasilitas kalibrasi adalah ketersediaan sistem dan fungsi interlock beserta lampu indikator operasi, tanda-tanda radiasi, prosedur keselamatan dan logbook operasi serta keamanan penyimpanan sumber radioaktif.

III. PELAKSANAAN PEMANTAUAN

Pengukuran Radiasi Daerah Kerja

Pengukuran laju paparan radiasi daerah kerja dilakukan di dalam dan di luar ruang kalibrasi. Di dalam ruang kalibrasi, pengukuran laju paparan radiasi dilakukan pada permukaan kontainer sumber dan beberapa titik pengukuran yang lain. Sementara itu di luar ruang kalibrasi, pengukuran laju paparan radiasi dilakukan pada permukaan luar dinding ruangan (halaman dan dekat ruang panel kontrol) serta permukaan lantai di atas ruang kalibrasi (ruang kerja karyawan). Denah lokasi pengukuran laju paparan radiasi daerah kerja dapat dilihat pada Gambar 1 dan Gambar 2. Posisi A merupakan posisi pesawat sinar-X, posisi B dan B' adalah posisi kontainer Co-60 Cirus dan Co-60 Picker tingkat terapi. Sedangkan posisi C adalah posisi kontainer Co-60 dan Cs-137 tingkat proteksi. Pengukuran laju paparan radiasi di luar ruang kalibrasi dilaksanakan pada saat fasilitas kalibrasi Cs-137 tingkat proteksi atau fasilitas kalibrasi Co-60 tingkat terapi sedang dioperasikan.

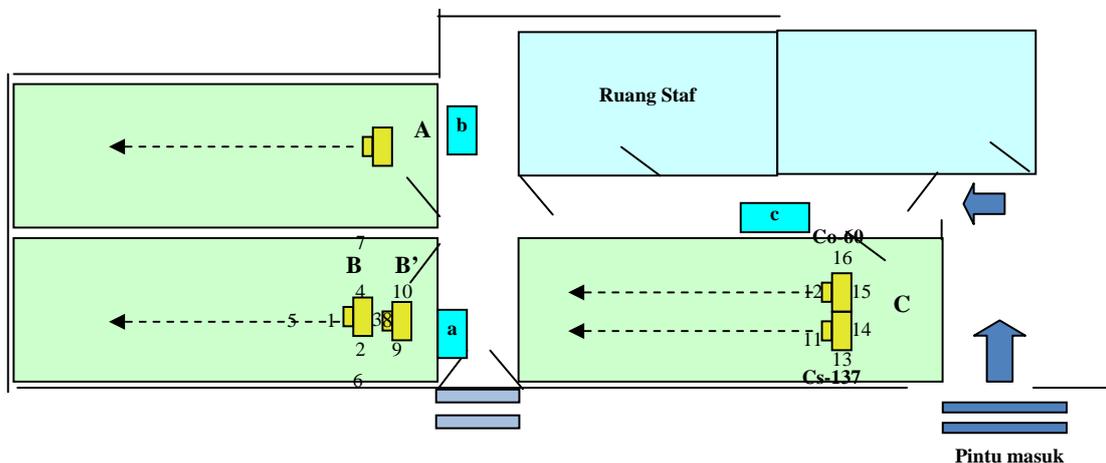
Berdasarkan denah pengukuran laju paparan radiasi pada Gambar 1 dan Gambar 2, posisi a adalah letak panel kontrol untuk sumber kalibrasi Co-60 Cirus tingkat terapi, posisi b adalah letak panel kontrol pesawat sinar-x dan posisi c adalah letak panel

kontrol sumber kalibrasi Cs-137 tingkat proteksi. Sumber kalibrasi Co-60 tingkat proteksi dan Co-60 Picker tingkat terapi pada LMR-N tidak dioperasikan.

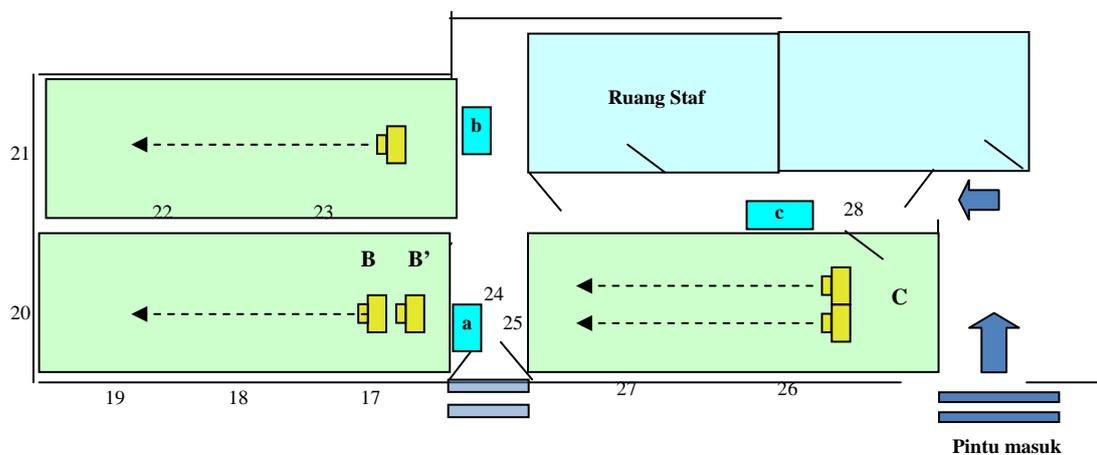
Pengukuran laju paparan radiasi dilakukan menggunakan surveimeter Ludlum 19 yang sudah dikalibrasi pada skala pengukuran 0 – 5000 $\mu\text{R}/\text{jam}$.

Pemantauan Persyaratan Keselamatan

Beberapa persyaratan keselamatan (fitur keselamatan) harus dipenuhi oleh fasilitas kalibrasi AUR tingkat proteksi, fasilitas kalibrasi AUR tingkat terapi dan fasilitas kalibrasi AUR sinar-X di LMR-N, Kantor Pusat BATAN. Pemantauan persyaratan keselamatan ini sudah dipenuhi atau belum dilakukan dengan cara pengamatan visual dan pengujian sistem atau perlengkapan keselamatan yang disyaratkan dalam ketentuan.



Gambar 1. Lokasi pengukuran laju paparan radiasi pada kondisi tidak operasi



Gambar 2. Lokasi pengukuran laju paparan radiasi pada kondisi operasi

IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

Pengukuran laju paparan radiasi di LMR-N, Kantor Pusat Mampang Prapatan dilaksanakan sebanyak tiga kali yaitu pada bulan April 2008, bulan September 2008 dan bulan Maret 2009. Pengukuran laju paparan radiasi pada bulan April 2008 dan September 2008, pesawat sinar-X yang ada adalah pesawat sinar-X yang sudah rusak (Philips MG420; 420 kV). Sementara pada pengukuran laju paparan radiasi bulan Maret 2009, pesawat sinar-X yang terpasang adalah pesawat sinar-X yang baru yaitu XYLON YMG 325 (15-320 kV; 0,5-22,5 mA). Pesawat sinar-X XYLON YMG 325 saat ini sedang dalam proses dekomisioning. Pada pengukuran laju paparan radiasi bulan April 2008 dan Setember 2008, hanya fasilitas kalibrasi Co-60 Cirus (tingkat terapi) yang sudah dioperasikan. Sementara

itu, fasilitas kalibrasi Cs-137 (tingkat proteksi) belum dioperasikan karena sistem keselamatan pengoperasiannya sedang dalam proses perbaikan. Pada bulan Maret 2009 fasilitas kalibrasi Co-60 Cirus dan Cs-137 tingkat proteksi sudah dapat dioperasikan.

Pengukuran laju paparan radiasi di luar ruang kalibrasi dilakukan pada saat fasilitas kalibrasi Cs-137 tingkat proteksi atau fasilitas kalibrasi Co-60 tingkat terapi sedang dioperasikan. Sementara itu pengukuran laju paparan radiasi di dalam ruang kalibrasi dilakukan pada saat fasilitas kalibrasi dalam kondisi tidak dioperasikan.

Hasil pengukuran laju paparan radiasi daerah kerja di LMR-N setelah dikoreksi dengan Persamaan (1) dapat dilihat Tabel 1 dan Tabel 2.

Tabel.1. Hasil pengukuran laju paparan radiasi di dalam ruangan kalibrasi ketika tidak ada operasi setelah dikoreksi.

No.	Titik Pengukuran	Laju Paparan Radiasi (mR/jam)			Keterangan
		April 2008	September 2008	Maret 2009	
1.	1	1,621	2,538	2,334	Permukaan kontainer sumber radioaktif Co-60 Cirus
2.	2	0,805	2,232	0,498	sda
3.	3	1,621	2,028	1,722	sda
4.	4	0,805	1,008	0,253	sda
5.	5	--	0,018	0,018	± 180 cm dari permukaan kontainer sumber radioaktif
6.	6	--	0,00	0,00	Permukaan dinding dalam ruang kalibrasi
7.	7	--	0,069	0,059	sda
8.	8	--	0,355	0,340	Permukaan kontainer sumber radioaktif Co-60 Picker
9.	9	--	0,447	0,335	sda
10.	10	--	0,477	0,375	sda
11.	11	0,091	0,274	0,233	Permukaan kontainer sumber radioaktif proteksi
12.	12	0,162	0,151	0,151	sda
13.	13	0,060	0,049	0,049	sda
14.	14	--	0,090	0,039	sda
15.	15	--	0,110	0,059	sda
16.	16	0,081	0,059	0,039	sda

Keterangan:

--: tidak diukur

Tabel.2. Hasil pengukuran laju paparan radiasi di dalam ruangan kalibrasi ketika fasilitas kalibrasi dioperasikan setelah dikoreksi.

No.	Titik Pengukuran	Laju Paparan Radiasi (mR/jam)			Keterangan
		April 2008	September 2008	Maret 2009	
1.	17	0,00	0,00	0,00	Permukaan dinding luar ruang kalibrasi AUR terapi (halaman)
2.	18	0,010	0,003	0,069	sda
3.	19	0,012	0,003	0,018	sda
4.	20	0,007	0,022	0,00	sda
5.	21	0,00	0,003	0,00	sda
6.	22	--	0,001	0,00	Permukaan dinding luar (ruang kalibrasi AUR sinar-X)
7.	23	--	0,001	0,001	sda
8.	24	0,007	--	0,171	Panel sistem kalibrasi terapi
9.	25	--	--	0,314	Permukaan dinding luar (ruang kalibrasi AUR proteksi)
10.	26	--	--	0,00	Permukaan dinding luar (halaman)
11.	27	--	--	0,00	Permukaan dinding luar (halaman)
12.	28	--	--	0,00	Permukaan pintu interlock sistem kalibrasi proteksi
13.	Lantai 2 di atas Ruang Kalibrasi	0,00; 0,001; 0,091; 0,132	0,00	0,00; 0,110	Permukaan lantai di atas fasilitas radiasi AUR

Keterangan:

-- : tidak diukur

Hasil pengukuran laju paparan radiasi daerah kerja di dalam ruang kalibrasi dalam kondisi tidak beroperasi ditunjukkan pada Tabel 1. Sedangkan pada Tabel 2

ditunjukkan hasil pengukuran laju paparan radiasi pada kondisi sedang beroperasi. Pada saat ini ruang kalibrasi belum diperbaiki. Fasilitas kalibrasi yang berfungsi hanya

fasilitas kalibrasi tingkat terapi. Fasilitas kalibrasi yang lain masih dalam perbaikan. Pada dua periode pemantauan tersebut pesawat sinar-X yang ada adalah pesawat sinar-X lama yang sudah rusak (Philips MG420; 420 kV).

Hasil pengukuran laju paparan radiasi pada kondisi peralatan tidak beroperasi menunjukkan nilai yang tidak terlalu signifikan kecuali pada permukaan kontainer sumber radioaktif Cirus yang mencapai 2,538 mR/jam. Mengingat ruang kalibrasi merupakan daerah pengendalian maka laju paparan radiasi yang ada tidak memerlukan intervensi, apalagi posisi pengukuran tersebut adalah permukaan kontainer sumber radioaktif. Laju paparan radiasi yang relatif lebih rendah terukur pada permukaan kontainer sumber radioaktif Picker yaitu berkisar antara 0,335 – 0,477 mR/jam. Sementara itu pada permukaan kontainer sumber radioaktif tingkat proteksi (Co-60 dan Cs-137) laju paparan radiasi yang terukur antara 0,039 – 0,274 mR/jam. Pada kondisi tidak beroperasi, laju paparan radiasi yang terukur pada permukaan dinding sebelah luar dan pada posisi kontrol panel luar adalah sama dengan laju paparan radiasi latar yaitu sebesar 0,01 mR/jam. Berdasarkan hasil pengukuran radiasi pada periode April 2008 dan September 2008 dan Maret 2009 dapat disimpulkan bahwa laju

paparan radiasi daerah kerja di dalam area laboratorium kalibrasi ketika tidak beroperasi berada dalam kondisi terkendali dan aman tanpa membutuhkan intervensi.

Ketika Fasilitas Kalibrasi AUR Co-60 Tingkat Terapi dioperasikan, dilakukan pengukuran laju paparan radiasi pada posisi pengukuran 17 sampai dengan posisi 23 (lihat Gambar 2) serta permukaan lantai di atas ruang kalibrasi AUR. Pada pengukuran laju paparan radiasi di permukaan dinding samping luar ruang kalibrasi tingkat terapi diperoleh hasil antara 0,00 – 0,069 mR/jam. Sementara itu hasil pengukuran laju paparan radiasi pada permukaan lantai di ruang kerja karyawan Lantai 2 (di atas ruang kalibrasi) adalah antara 0,00 – 0,132 mR/jam (periode pemantauan bulan April dan September 2008 dan Maret 2009). Pada posisi pengukuran dengan laju paparan radiasi 0,132 mR/jam, penandaan khusus. Disarankan agar tidak menempatkan kursi atau meja di posisi ini. Karyawan dihimbau tidak berdiri/duduk berlama-lama di posisi ini. Walaupun hasil pengukuran laju paparan radiasi pada posisi 17 sampai dengan 23 mencapai 0,069 mR/jam, namun tidak perlu dilakukan tindakan khusus karena posisi pengukuran adalah permukaan dinding dan bukan area masyarakat umum. Dengan dasar perhitungan bahwa jumlah jam operasi maksimal di fasilitas kalibrasi LMR-N,

Kantor Pusat BATAN adalah 4 jam per hari atau 1000 jam dalam satu tahun, maka laju paparan radiasi sebesar 0,132 mR/jam (atau laju dosis 0,132 mRem/jam) akan memberikan dosis kepada pekerja sebesar 132 mRem dalam satu tahun. Apabila dibandingkan dengan batas dosis yang diizinkan bagi pekerja radiasi yang besarnya adalah 5000 mRem/tahun, maka nilai tersebut jauh lebih rendah. Berdasarkan hasil pengukuran laju paparan radiasi pada permukaan luar dinding ruang kalibrasi AUR tingkat terapi dan permukaan lantai di atas ruang kalibrasi dapat disimpulkan bahwa laju paparan radiasi yang terukur masih aman karena berada di bawah batas yang diizinkan.

Pada saat fasilitas kalibrasi AUR tingkat proteksi dioperasikan (sumber Cs-137) dan dilakukan pengukuran pada posisi 24 sampai dengan 28 (lihat Gambar 2), laju paparan radiasi yang terukur baik pada permukaan dinding samping maupun permukaan lantai di atas ruang kalibrasi sama atau mendekati laju paparan radiasi latar, kecuali pada posisi 24 (lokasi operator panel kontrol sistem kalibrasi Cirrus) dan posisi 25 (permukaan dinding di belakang operator panel kontrol sistem kalibrasi pesawat Co-60 Cirrus) yang mencapai masing-masing 0,171 mR/jam dan 0,314 mR/jam. Besar laju paparan radiasi ini wajar

karena dinding tersebut merupakan arah pancaran radiasi gamma dari kontainer. Walaupun nilainya di bawah 1 mR/jam, namun perlu mendapat perhatian dari penanggung jawab keselamatan fasilitas. Disarankan agar tidak ada personel yang berada di sekitar posisi 24 dan 25 pada saat fasilitas kalibrasi gamma tingkat proteksi dioperasikan. Pengurangan laju paparan radiasi dapat dilakukan dengan memasang lembaran Pb pada permukaan dinding sebelah dalam ruang kalibrasi khususnya pada area penyinaran. Dengan dasar perhitungan jumlah jam operasi maksimal (1000 jam dalam satu tahun), maka dengan laju paparan radiasi sebesar 0,314 mR/jam atau laju dosis 0,314 mRem/jam, besar dosis tertinggi yang mungkin akan diterima oleh pekerja adalah sebesar 314 mRem dalam satu tahun. Nilai ini relatif lebih rendah dibandingkan batas dosis radiasi yang diizinkan diterima oleh pekerja radiasi yang besarnya adalah 5000 mRem dalam satu tahun. Berdasarkan hasil pengukuran ini dapat disimpulkan bahwa laju paparan radiasi masih dalam batas aman dan terkendali bagi pekerja radiasi serta tidak memerlukan intervensi.

Dalam kegiatan inspeksi internal pada fasilitas kalibrasi LMR-N, Kantor Pusat BATAN, fitur keselamatan yang dipantau meliputi keamanan penyimpanan

sumber radioaktif, sistem dan fungsi interlock, lampu indikator operasi, ketersediaan alat ukur radiasi, tanda-tanda radiasi, prosedur keselamatan, dan logbook operasi.

Hasil pengamatan visual dalam audit internal di fasilitas kalibrasi LMR-N diuraikan pada Tabel. 3. Pengamatan visual dilakukan bersamaan dengan pelaksanaan pengukuran laju paparan radiasi daerah kerja.

Hasil pengamatan visual pada fitur keselamatan, secara umum terlihat adanya peningkatan yang cukup signifikan khususnya pada pengamatan bulan Maret 2009. Untuk Fasilitas Kalibrasi AUR Gamma Tingkat Terapi, fitur keselamatan sudah memadai kecuali belum tersedianya

prosedur keselamatan untuk pengoperasian fasilitas. Fasilitas Kalibrasi AUR Tingkat Terapi sudah dimanfaatkan untuk kegiatan kalibrasi AUR bagi pihak luar. Ketika pintu *interlock* dibuka secara otomatis penyinaran terhenti. Namun pada saat pintu *interlock* ditutup kembali penyinaran berlangsung kembali. Dengan demikian diperlukan perbaikan terhadap sistem panel kontrol dan *interlock*. Di fasilitas kalibrasi AUR sinar-X tidak tersedia logbook pada bulan April – September 2008 karena pesawat sinar-X tidak berfungsi sejak tahun 1996, demikian juga fasilitas kalibrasi AUR tingkat proteksi. Keduanya baru berfungsi pada tahun 2009.

Tabel 3. Hasil pengamatan visual atas parameter keselamatan di Fasilitas Kalibrasi LMR-N, Kantor Pusat BATAN.

No.	Parameter Keselamatan	Pengamatan Visual		
		April 2008	September 2008	Maret 2009
1.	Kearifan penyimpangan sumber radioaktif	Sumber radioaktif tersimpan aman dalam kontainer	Sumber radioaktif tersimpan aman dalam kontainer	Sumber radioaktif tersimpan aman dalam kontainer
2.	Sistem dan fungsi <i>interlock</i>	<ul style="list-style-type: none"> ▪ Gamma Terapi : sudah ada dan berfungsi (operasi untuk kalibrasi) ▪ Sinar-X : sudah ada tetapi tidak berfungsi ▪ Gamma Proteksi: Sudah ada tetapi tidak terpasang 	<ul style="list-style-type: none"> ▪ Gamma Terapi : sudah ada dan berfungsi (operasi untuk kalibrasi) ▪ Sinar-X: sudah ada tetapi tidak berfungsi ▪ Gamma Proteksi: Sudah ada tetapi tidak terpasang 	<ul style="list-style-type: none"> ▪ Gamma Terapi : sudah ada dan berfungsi (operasi untuk kalibrasi) ▪ Sinar-X: sudah ada dan berfungsi (tahap komisi-oring/belum digunakan untuk kalibrasi) ▪ Gamma Proteksi: sudah ada dan berfungsi
3.	Lampu indikator operasi	<ul style="list-style-type: none"> ▪ Gamma Terapi : Sudah ada dan berfungsi ▪ Sinar-X : belum ada ▪ Gamma Proteksi: belum ada 	<ul style="list-style-type: none"> ▪ Terapi : sudah ada dan berfungsi ▪ Sinar-X: belum ada ▪ Proteksi: belum ada 	<ul style="list-style-type: none"> ▪ Gamma Terapi : sudah ada dan berfungsi optimal ▪ Sinar-X: sudah ada dan belum berfungsi secara optimal ▪ Gamma Proteksi: sudah ada dan belum berfungsi secara optimal

Lanjutan Tabel 3.

No.	Parameter Keselamatan	Pengamatan Visual		
		April 2008	September 2008	Maret 2009
4.	Ketersediaan alat ukur radiasi	Belum ada <ul style="list-style-type: none"> ▪ Gamma Terapi : belum ada ▪ Sinar-X : belum ada ▪ Gamma Proteksi: belum ada 	Belum ada <ul style="list-style-type: none"> ▪ Gamma Terapi : belum ada ▪ Sinar-X : belum ada ▪ Gamma Proteksi : belum ada 	Sudah ada (Eabyline 61A) <ul style="list-style-type: none"> ▪ Gamma Terapi : sudah ada ▪ Sinar-X : sudah ada ▪ Gamma Proteksi: sudah ada
5.	Tanda-tanda radiasi	<ul style="list-style-type: none"> ▪ Gamma Terapi : belum ada ▪ Sinar-X : belum ada ▪ Gamma Proteksi: belum ada 	<ul style="list-style-type: none"> ▪ Gamma Terapi : belum ada ▪ Sinar-X : belum ada ▪ Gamma Proteksi : belum ada 	<ul style="list-style-type: none"> ▪ Gamma Terapi : belum ada ▪ Sinar-X : belum ada ▪ Gamma Proteksi: belum ada
6.	Prosedur keselamatan	<ul style="list-style-type: none"> ▪ Gamma Terapi : belum ada ▪ Sinar-X : belum ada ▪ Gamma Proteksi: belum ada 	<ul style="list-style-type: none"> ▪ Gamma Terapi : sudah ada ▪ Sinar-X : belum ada ▪ Gamma Proteksi : belum ada 	<ul style="list-style-type: none"> ▪ Gamma Terapi : sudah ada ▪ Sinar-X : sudah ada ▪ Gamma Proteksi: sudah ada
7.	Logbook operasi	<ul style="list-style-type: none"> ▪ Gamma Terapi : sudah ada ▪ Sinar-X : belum ada ▪ Gamma Proteksi: belum ada 	<ul style="list-style-type: none"> ▪ Gamma Terapi : sudah ada ▪ Sinar-X : belum ada ▪ Gamma Proteksi : belum ada 	<ul style="list-style-type: none"> ▪ Gamma Terapi : sudah ada ▪ Sinar-X : sudah ada ▪ Gamma Proteksi: sudah ada

Pada Fasilitas Kalibrasi AUR Sinar-X, terlihat adanya peningkatan fitur keselamatan yang cukup signifikan pada bulan Maret 2009. Secara umum fitur keselamatan yang tersedia sudah cukup memadai. Namun sampai dengan bulan Maret 2009 Fasilitas Kalibrasi AUR Sinar-X masih dalam tahap komisioning dan belum mendapatkan izin operasi dari BAPETEN untuk kalibrasi AUR. Pada pengamatan visual terhadap fitur keselamatan terlihat lampu indikator operasi sudah ada tetapi masih perlu disempurnakan unjuk kerjanya, begitu juga prosedur keselamatan terdeteksi belum tersedia.

Kondisi fitur keselamatan yang tidak jauh berbeda dengan Fasilitas Kalibrasi AUR Sinar-X juga terlihat pada Fasilitas Kalibrasi AUR Gamma Tingkat Proteksi. Lampu indikator operasi sudah ada tetapi belum berfungsi secara sempurna. Sementara itu prosedur keselamatan juga belum tersedia. Pada saat dilakukan pengamatan, fasilitas kalibrasi gamma tingkat proteksi belum dimanfaatkan untuk kalibrasi AUR walaupun sudah dioperasikan untuk keperluan penelitian. Kondisi ini disebabkan aktivitas sumber radiasi gamma (Co-60) yang ada terlalu kecil untuk keperluan kalibrasi AUR gamma tingkat proteksi.

V. KESIMPULAN

Hasil pemantauan radiasi dalam tiga periode pemantauan (April 2008, September 2008 dan Maret 2009) pada saat fasilitas kalibrasi tidak dioperasikan, laju paparan radiasi di luar ruang kalibrasi sama dengan laju paparan latar. Sementara itu pada saat Fasilitas Kalibrasi AUR Tingkat Terapi (Cirus) dioperasikan terukur laju paparan radiasi antara 0,00 sampai 0,069 mR/jam pada permukaan dinding sebelah luar dan 0,00 sampai 0,132 mR/jam pada permukaan lantai 2 (di atas ruang kalibrasi). Dengan acuan bahwa lama operasi fasilitas LMR-N tertinggi adalah 1000 jam dalam satu tahun maka laju paparan radiasi sebesar 0,132 mR/jam (atau laju dosis sebesar 0,132 mRem/jam) akan memberikan penerimaan dosis sebesar 132 mRem dalam satu tahun. Nilai ini masih jauh lebih rendah dibandingkan dengan batas dosis radiasi yang diizinkan untuk diterima oleh pekerja radiasi dalam satu tahun yang besarnya adalah 5000 mRem. Ketika fasilitas kalibrasi Cs-137 tingkat proteksi dioperasikan, terukur laju paparan radiasi yang besarnya adalah antara 0,00 – 0,314 mR/jam. Laju paparan radiasi sebesar 0,314 mR/jam merupakan laju paparan berkas radiasi primer pada permukaan luar dinding ruang kalibrasi. Dengan dasar perhitungan bahwa lama operasi fasilitas kalibrasi

sebesar 1000 jam dalam satu tahun maka laju paparan radiasi tertinggi sebesar 0,314 mR/jam (atau laju dosis sebesar 0,314 mRem/jam) akan memberikan penerimaan dosis radiasi tertinggi kepada pekerja sebesar 314 mRem dalam satu tahun. Nilai dosis yang diterima masih jauh di bawah batas dosis yang diizinkan untuk pekerja radiasi yang besarnya adalah 5000 mRem dalam satu tahun.

Sementara itu hasil pengamatan yang dilakukan terhadap fitur keselamatan pada fasilitas kalibrasi LMRN di Kantor Pusat BATAN dapat diambil kesimpulan bahwa fitur keselamatan yang tersedia sudah cukup memadai namun diperlukan penyempurnaan fungsi sistem *interlock* pada Fasilitas Kalibrasi AUR Gamma Tingkat Terapi, penyempurnaan kelipan lampu indikator operasi pada Fasilitas Kalibrasi AUR Sinar-X dan penyempurnaan sambungan kabel lampu indikator operasi Fasilitas Kalibrasi AUR Gamma Tingkat Proteksi serta penyusunan prosedur keselamatan untuk ketiga fasilitas kalibrasi di LMRN Kantor Pusat BATAN.

VI. DAFTAR PUSTAKA

1. BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR, *Laboratorium Dosimetri, Kalibrasi Alat Ukur Radiasi dan Keluaran Sumber Radiasi Terapi, dan Standardisasi Radionuklida*, Perka

BAPETEN No. 1 Tahun 2006, BAPETEN, Jakarta (2006).

2. PEMERINTAH REPUBLIK INDONESIA, *Keselamatan Radiasi Pengion dan Keamanan Zat Radioaktif*, PP No. 33/2007, Jakarta, (2007).
3. BIRO HUMAS, ORGANISASI DAN PENGAMANAN – BATAN, *Panduan Inspeksi Keselamatan Radiasi BATAN, BHOP-BATAN*, Jakarta (2004).
4. PUSAT TEKNOLOGI KESELAMATAN DAN METROLOGI RADIASI – BATAN, *Laboratorium Metrologi Radiasi Nasional dan Laboratorium Metrologi Radiasi, Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi*, Keputusan Kepala PTKMR No. 14/KMR/I/2008, PTKMR-BATAN, Jakarta (2008).
5. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Workplace Monitoring for Radiation and Contamination, Practical Radiation Technical Manual*, Vienna (1995).
6. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Recommendations for the Safe Use and Regulation of Radiation Sources in Industry, Medicine, Research and Teaching, Safety Series No. 102*, Vienna (1990).

PEMANTAUAN RADIOAKTIVITAS DEBU RADIOAKTIF DI UDARA DI DALAM RUANG DAN LINGKUNGAN KERJA PREPARASI BIJIH DI GEDUNG 56 PPGN

Andung Nugroho, Bambang Purwanto, Djody Rahim Mappa, Amir Djuhara

Pusat Pengembangan Geologi Nuklir - BATAN

ABSTRAK

PEMANTAUAN RADIOAKTIVITAS DEBU RADIOAKTIF DI UDARA DI DALAM RUANG DAN LINGKUNGAN KERJA PREPARASI BIJIH GEDUNG 56 PPGN. Telah dilakukan pengukuran radioaktivitas debu radioaktif di udara di dalam ruang dan lingkungan kerja preparasi bijih bahan galian nuklir di Gedung 56 PPGN tahun 2008. Pengukuran radioaktivitas debu radioaktif di udara dilakukan secara berkala setiap tiga bulan (triwulan) secara berkesinambungan. Tujuan pengukuran radioaktivitas debu radioaktif di udara di dalam ruang dan lingkungan kerja adalah agar dapat diketahui secara dini apabila radioaktivitas debu radioaktif melebihi kadar tertinggi yang diijinkan (KTD). Metode yang digunakan adalah dengan membandingkan hasil pengukuran radioaktivitas debu radioaktif di udara dengan KTD. Hasil yang didapatkan adalah radioaktivitas debu radioaktif di udara di dalam ruang dan lingkungan kerja preparasi bijih serta gudang bijih secara berturut-turut berkisar antara $(1,011-1,893) \times 10^{-6}$ Bq/l, $(1,628 - 6,643) \times 10^{-7}$ Bq/l dan $(21,529-62,841) \times 10^{-6}$ Bq/l. Dengan demikian dapat disimpulkan bahwa radioaktivitas debu radioaktif di udara di dalam ruang dan lingkungan kerja preparasi bijih selama tahun 2008 masih di bawah KTD yaitu 2×10^{-6} Bq/l.

Kata kunci : pemantauan, radioaktivitas, udara

ABSTRACT

RADIOACTIVITY MONITORING OF RADIOACTIVE DUST IN AIR IN THE WORKING - ROOM AND ENVIRONMENT OF ORE PREPARATION AT THE BUILDING NUMBER 56 OF THE PPGN. Radioactivity measurement of radioactive dust in air in the working-room and environment of ore preparation of nuclear material at the Building number 56 of the PPGN-BATAN in 2008 has been done. Radioactivity measurement of radioactive dust in air has been done periodically every 3 months continuously. The aim of radioactivity measurement of radioactive dust was to know earlier whether the radioactivity of radioactive dust exceeded the maximum permissible concentration (MPC). Measurement method used was by comparing the radioactivity measurement result of radioactive dust in air with the MPC. The results of radioactivity measurement of radioactive dust in the air in the working-room and environment of ore preparation and the ore storage were between $(1.011-1.893) \times 10^{-6}$ Bq/l, $(1.628 - 6.643) \times 10^{-7}$ Bq/l and $(21.529-62.841) \times 10^{-6}$ Bq/l respectively. So it could be concluded that the radioactivity of radioactive dust in air in the working room and environment of ore preparation in 2008 was under the MPC that was 2×10^{-6} Bq/l.

Key words : monitoring, radioactivity, air

I. PENDAHULUAN

Kegiatan laboratorium Pusat Pengembangan Geologi Nuklir, antara lain berupa kegiatan pengolahan bijih uranium

dari Kalimantan Barat oleh Bidang Geologi dan Bahan Galian Nuklir. Pengolahan bijih uranium pada preparasi bijih meliputi pemecahan, penggerusan dan pengayakan.

Kegiatan preparasi tersebut menimbulkan debu radioaktif yang beterbangan di ruang kerja dan lingkungan sehingga dapat membahayakan bagi pekerja radiasi. Kemungkinan bahaya yang akan terjadi adalah bahaya radiasi interna yaitu masuknya zat radioaktif ke dalam tubuh melalui pernapasan (inhalasi), permukaan kulit, luka, mata dan mulut.

Bahaya radiasi interna ini terjadi apabila debu radioaktif dari bijih uranium alam (${}_{92}\text{U}^{238}$) yang memancarkan partikel α masuk ke dalam tubuh dan mengionisasi organ yang dikenai. Proses ionisasi yang dilakukan oleh partikel α berlangsung secara terus-menerus yang daya ionisasinya sangat besar serta waktu paronya sangat panjang ($4,5 \times 10^9$ tahun) sehingga sudah selayaknya perlu dilakukan upaya pencegahan.

Sebagai usaha pencegahan terhadap kemungkinan timbulnya bahaya tersebut maka ventilasi ruang kerja harus baik dan dilakukan pengukuran radioaktivitas debu di ruangan dan lingkungan kerja. Ruang kerja yang diukur adalah ruangan/gudang untuk menyimpan bijih, ruang kerja preparasi bijih yaitu ruang pemecahan, penggerusan dan pengayakan terutama pada saat dilakukan kegiatan (Gambar 1). Lingkungan yang diukur adalah halaman/lingkungan di sekitar ruang kerja gedung preparasi bijih tersebut. Tujuannya

adalah untuk mengetahui radioaktivitas debu radioaktif di udara pada ruang dan lingkungan kerja gedung preparasi bijih, apabila radioaktivitasnya melebihi dari kadar tertinggi yang diijinkan (KTD) dapat diambil langkah penanggulangan secara dini. Metode yang digunakan adalah dengan membandingkan antara radioaktivitas debu radioaktif di udara dengan kadar tertinggi yang diijinkan (KTD) radioaktivitas di udara yaitu 2×10^{-6} Bq/l.⁴ Apabila kadarnya melampaui KTD dapat diupayakan tindakan pengamanan terhadap pekerja radiasi, ruang kerja dan lingkungan.

Pemantauan ini sesuai dengan Undang-undang Nomor 10 tahun 1997 tentang Ketenaganukliran, Pasal 16 tentang keselamatan dan kesehatan kerja¹, Peraturan Pemerintah Nomor 33 tahun 2007 tentang Keselamatan Terhadap Radiasi Pengion dan Keamanan Sumber Radioaktif², Surat Keputusan Bapeten Nomor 01/Ka-Bapeten/V-99, tentang Ketentuan Keselamatan kerja Terhadap Radiasi³, dan Surat Keputusan Bapeten Nomor 02/Ka-Bapeten/V-99 tentang Baku Tingkat Radioaktivitas di lingkungan⁴, maka perlu dilakukan pemantauan secara berkala dalam hal ini setiap tiga bulan (triwulan) dan berkesinambungan. Pemantauan ini dilaksanakan berdasarkan UKPP Nomor PPGN/5/K/08/2008 tanggal 3 Januari 2008.

II. BAHAN, PERALATAN DAN TATA KERJA

Bahan dan Peralatan

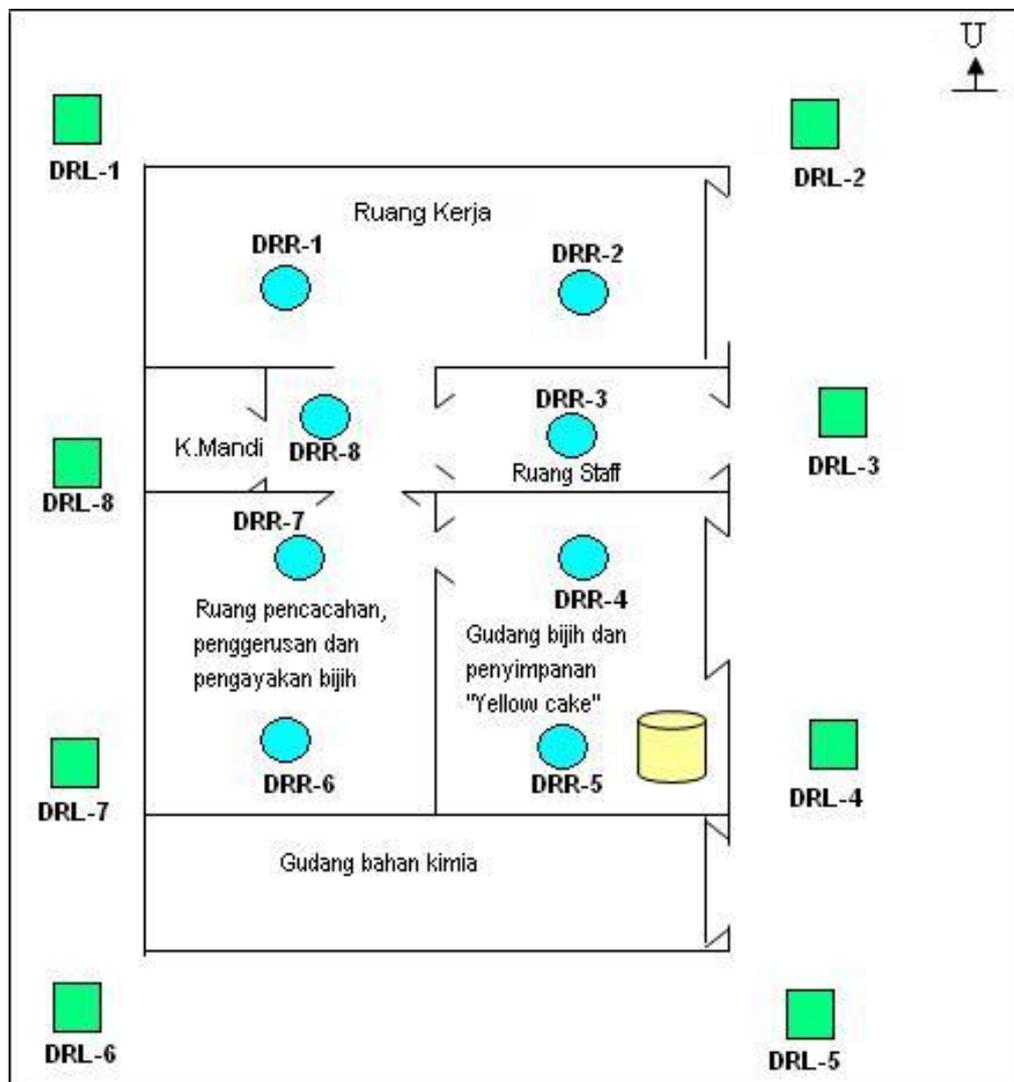
Bahan yang digunakan adalah glass filter type A/E Ø 25 mm, contoh debu radioaktif ruangan dan lingkungan gedung preparasi bijih. Peralatan yang digunakan adalah seperangkat alat pencuplik debu yaitu personal air sampler dan perangkat pencacah yaitu detektor α Ludlum Model

SPA-1 yang dihubungkan dengan alat pencacah Scaler Model-1000.

Tata Kerja

1. Pengambilan contoh

Contoh debu ruangan dan lingkungan dicuplik dalam satuan volume tertentu di gedung preparasi bijih sesuai dengan titik yang sudah ditentukan (Gambar 1).



Gambar 1. Denah lokasi pengukuran debu radioaktif ruang dan lingkungan kerja preparasi bijih di Gedung No.56.

2. Pencacahan contoh

Pencacahan contoh debu radioaktif ruangan dan lingkungan dilakukan di gedung preparasi bijih, masing-masing tiga kali pencacahan selama 1 (satu) jam, selanjutnya ditentukan radioaktivitasnya dengan persamaan sebagai berikut :

$$A = \frac{C}{\xi \cdot V} \text{ (Bq/l)} \dots\dots\dots (1)$$

dengan :

- A : tingkat radioaktivitas (Bq/l)
- C : laju cacah contoh (cps)
- ξ : efisiensi alat (cps/dps)
- V : volume contoh (liter)

:

Tabel 1 : Hasil Pengukuran Radioaktivitas Debu Radioaktif di Udara Pada Ruang dan Lingkungan Kerja Preparasi Bijih di Gedung No. 56 dengan Detektor α SPA-1, Triwulan I Tahun 2008

No	Kode Contoh		Radioaktivitas (Bq/liter)		Keterangan
	Ruangan	Lingkungan	Ruangan	Lingkungan	
1	DRR-1	DRL-1	$1,724 \times 10^{-6}$	$2,474 \times 10^{-7}$	Ruangan flotasi dan alat
2	DRR-2	DRL-2	$1,637 \times 10^{-6}$	$2,529 \times 10^{-7}$	Ruangan flotasi dan alat
3	DRR-3	DRL-3	$1,252 \times 10^{-6}$	$2,537 \times 10^{-7}$	Ruangan staff
4	DRR-4	DRL-4	$62,428 \times 10^{-6}$	$6,264 \times 10^{-7}$	Ruangan gudang bijih
5	DRR-5	DRL-5	$45,726 \times 10^{-6}$	$5,726 \times 10^{-7}$	Ruangan gudang bijih
6	DRR-6	DRL-6	$1,236 \times 10^{-6}$	$4,579 \times 10^{-7}$	Ruangan penggerusan dan pengayakan bijih
7	DRR-7	DRL-7	$1,217 \times 10^{-6}$	$5,653 \times 10^{-7}$	Ruangan pemecahan bijih
8	DRR-8	DRL-8	$1,246 \times 10^{-6}$	$2,578 \times 10^{-7}$	Koridor

Keterangan :

- KTD : radioaktivitas di udara adalah 2×10^{-6} Bq/l
- DRR : debu radioaktif ruangan
- DRL : debu radioaktif halaman

3. Perlakuan (1 s/d 2) dilakukan secara berkala setiap tiga bulan (triwulan)

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil pengukuran radioaktivitas debu ruang kerja dan lingkungan gedung preparasi bijih untuk triwulan I, II, III, dan IV dapat dilihat pada Tabel 1, Tabel 2, Tabel 3, dan Tabel 4. Sedangkan Gambar 2 dan 3 memperlihatkan kecenderungan hasil pengukuran radioaktivitas debu radioaktif ruang kerja dan lingkungan kerja antar triwulan, sebagai berikut :

Pada triwulan-I, radioaktivitas debu radioaktif di udara untuk ruang kerja preparasi bijih yaitu flotasi dan alat, staf penggerusan dan pengayakan, pemecahan bijih, koridor masih di bawah KTD. Sedangkan pada gudang bijih sudah melebihi nilai KTD yaitu sebesar (45,726 – 62,428) x 10⁻⁶ Bq/liter. Hal ini kemungkinan disebabkan oleh partikel halus yang disimpan di ruang gudang. Untuk radioaktivitas debu radioaktif di udara di lingkungan/halaman pada delapan titik pengukuran nilainya dalam kisaran (2,474 – 6,264) x 10⁻⁷ Bq/liter. Hasil pengukuran ini masih di bawah nilai KTD.

Pada triwulan-II, radioaktivitas debu radioaktif di udara untuk ruang kerja preparasi bijih, yaitu flotasi dan alat, staf

penggerusan dan pengayakan, pemecahan bijih, koridor masih di bawah KTD, sedangkan pada gudang bijih sudah melebihi nilai KTD yaitu sebesar (1,141 – 1,631) x 10⁻⁶ Bq/liter. Hal ini kemungkinan disebabkan oleh partikel halus yang disimpan di ruang gudang. Konsentrasi ini lebih kecil dibandingkan pada pengukuran Triwulan I. Untuk radioaktivitas debu radioaktif di udara di lingkungan/halaman pada delapan titik pengukuran nilainya dalam kisaran (2,745 – 6,6434) x 10⁻⁷ Bq/liter. Hasil pengukuran ini masih di bawah nilai KTD.

Tabel 2 : Hasil Pengukuran Radioaktivitas Debu Radioaktif di Udara Pada Ruang dan Lingkungan Kerja Preparasi Bijih di Gedung No. 56 dengan Detektor α SPA-1, Triwulan II Tahun 2008

No.	Kode Contoh		Radioaktivitas (Bq/liter)		Keterangan
	ruangan	lingkungan	ruangan	Lingkungan	
1	DRR-1	DRL-1	1,194x10 ⁻⁶	2,745x10 ⁻⁷	Ruangan flotasi dan alat
2	DRR-2	DRL-2	1,183x10 ⁻⁶	2,952x10 ⁻⁷	Ruangan flotasi dan alat
3	DRR-3	DRL-3	1,141x10 ⁻⁶	2,864x10 ⁻⁷	Ruangan staff
4	DRR-4	DRL-4	62,841x10 ⁻⁶	6,643x10 ⁻⁷	Ruangan gudang bijih
5	DRR-5	DRL-5	45,972x10 ⁻⁶	5,877x10 ⁻⁷	Ruangan gudang bijih
6	DRR-6	DRL-6	1,631x10 ⁻⁶	4,852x10 ⁻⁷	Ruangan penggerusan dan pengayakan bijih
7	DRR-7	DRL-7	1,421x10 ⁻⁶	5,965x10 ⁻⁷	Ruangan pemecahan bijih
8	DRR-8	DRL-8	1,412x10 ⁻⁶	2,852x10 ⁻⁷	Koridor

Keterangan :

- KTD : radioaktivitas di udara adalah 2x10⁻⁶ Bq/l
- DRR : debu radioaktif ruangan
- DRL : debu radioaktif halaman

Tabel 3 : Hasil Pengukuran Radioaktivitas Debu Radioaktif di Udara Pada Ruang dan Lingkungan Kerja Preparasi Bijih di Gedung No. 56 dengan Detektor α SPA-1, Triwulan III Tahun 2008

No.	Kode Contoh		Radioaktivitas (Bq/liter)		Keterangan
	ruangan	lingkungan	ruangan	Lingkungan	
1	DRR-1	DRL-1	$1,149 \times 10^{-6}$	$2,547 \times 10^{-7}$	Ruangan flotasi dan alat
2	DRR-2	DRL-2	$1,138 \times 10^{-6}$	$2,825 \times 10^{-7}$	Ruangan flotasi dan alat
3	DRR-3	DRL-3	$1,114 \times 10^{-6}$	$2,486 \times 10^{-7}$	Ruangan staff
4	DRR-4	DRL-4	$62,541 \times 10^{-6}$	$6,364 \times 10^{-7}$	Ruangan gudang bijih
5	DRR-5	DRL-5	$45,792 \times 10^{-6}$	$5,778 \times 10^{-7}$	Ruangan gudang bijih
6	DRR-6	DRL-6	$1,163 \times 10^{-6}$	$4,258 \times 10^{-7}$	Ruangan penggerusan dan pengayakan bijih
7	DRR-7	DRL-7	$1,142 \times 10^{-6}$	$5,695 \times 10^{-7}$	Ruangan pemecahan bijih
8	DRR-8	DRL-8	$1,124 \times 10^{-6}$	$2,528 \times 10^{-7}$	Koridor

Keterangan :

- KTD : radioaktivitas di udara adalah 2×10^{-6} Bq/l
- DRR : debu radioaktif ruangan
- DRL : debu radioaktif halaman

Tabel 4 : Hasil Pengukuran Radioaktivitas Debu Radioaktif di Udara Pada Ruang dan Lingkungan Kerja Preparasi Bijih di Gedung No. 56 dengan Detektor α SPA-1, Triwulan IV Tahun 2008

No.	Kode Contoh		Radioaktivitas (Bq/liter)		Keterangan
	ruangan	lingkungan	ruangan	Lingkungan	
1	DRR-1	DRL-1	$1,137 \times 10^{-6}$	$2,634 \times 10^{-7}$	Ruangan flotasi dan alat
2	DRR-2	DRL-2	$1,134 \times 10^{-6}$	$1,628 \times 10^{-7}$	Ruangan flotasi dan alat
3	DRR-3	DRL-3	$1,104 \times 10^{-6}$	$3,544 \times 10^{-7}$	Ruangan staff
4	DRR-4	DRL-4	$24,804 \times 10^{-6}$	$2,679 \times 10^{-7}$	Ruangan gudang bijih
5	DRR-5	DRL-5	$21,529 \times 10^{-6}$	$2,742 \times 10^{-7}$	Ruangan gudang bijih
6	DRR-6	DRL-6	$1,893 \times 10^{-6}$	$3,132 \times 10^{-7}$	Ruangan penggerusan dan pengayakan bijih
7	DRR-7	DRL-7	$1,608 \times 10^{-6}$	$2,703 \times 10^{-7}$	Ruangan pemecahan bijih
8	DRR-8	DRL-8	$1,109 \times 10^{-6}$	$2,681 \times 10^{-7}$	Koridor

Keterangan :

- KTD : radioaktivitas di udara adalah 2×10^{-6} Bq/l
- DRR : debu radioaktif ruangan
- DRL : debu radioaktif halaman

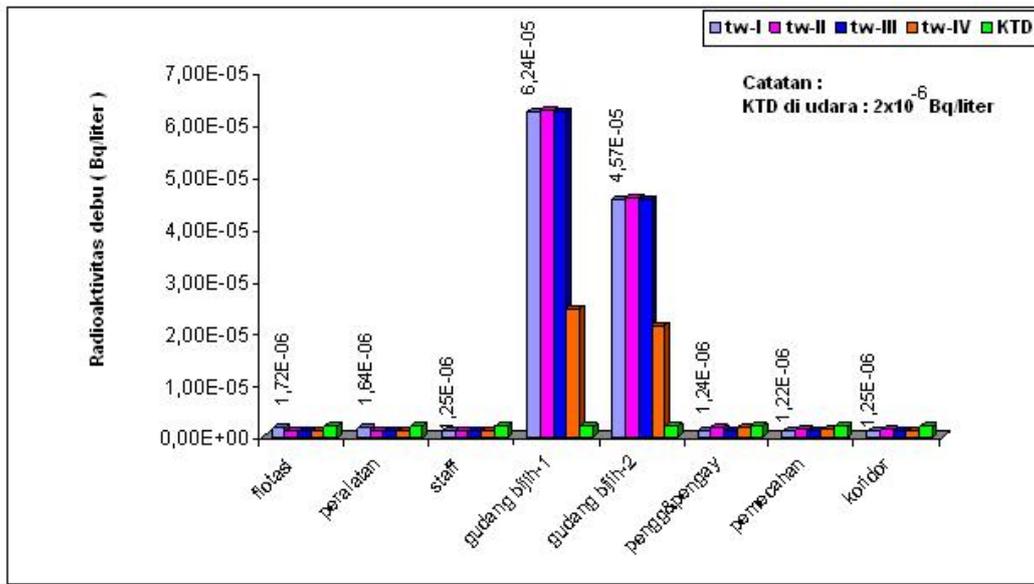
Pada triwulan-III, radioaktivitas debu radioaktif di udara untuk ruang kerja preparasi bijih seperti pada Gambar 1, yaitu flotasi dan alat, staf penggerusan dan pengayakan, pemecahan bijih, koridor masih di bawah KTD yaitu pada kisaran (1,114 – 1,163) $\times 10^{-6}$ Bq/liter, sedangkan pada gudang bijih sudah melebihi nilai KTD yaitu sebesar (45,792 – 62,541) $\times 10^{-6}$ Bq/liter. Hal ini kemungkinan disebabkan oleh partikel halus yang disimpan di ruang gudang.

Untuk radioaktivitas debu radioaktif di udara di lingkungan/halaman pada delapan titik pengukuran nilainya dalam kisaran (2,4865 – 3,364) $\times 10^{-7}$ Bq/liter. Hasil pengukuran ini masih dibawan nilai KTD dan lebih kecil dari hasil pengukuran triwulan II.

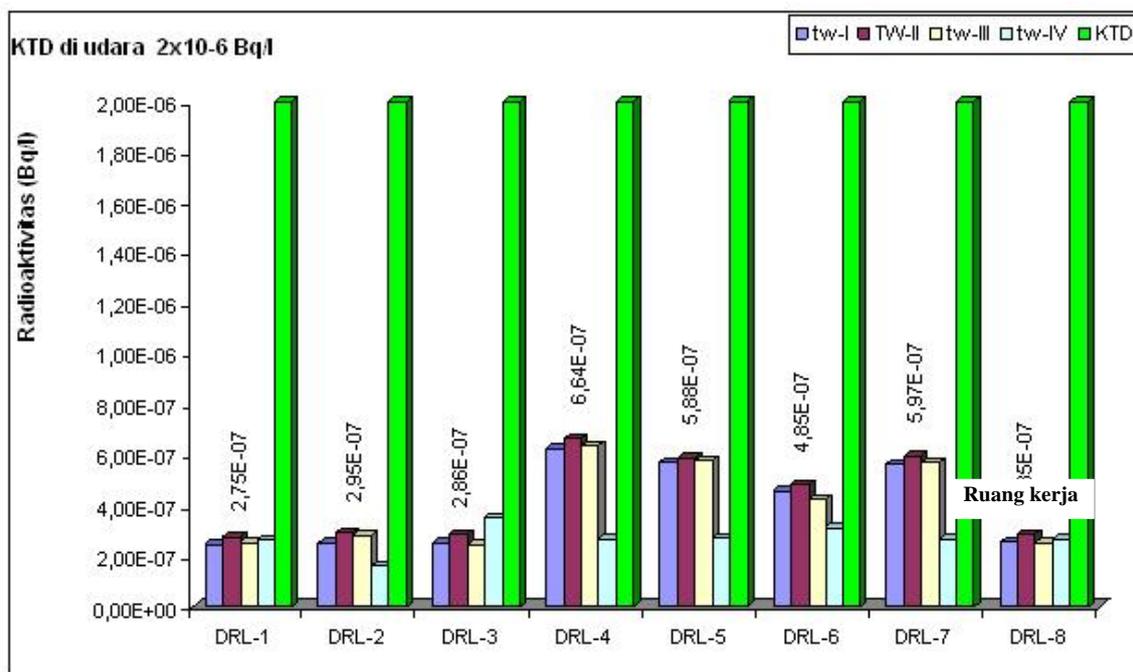
Pada triwulan-IV, radioaktivitas debu radioaktif di udara untuk ruang kerja preparasi bijih seperti pada Gambar 3, yaitu flotasi dan alat, staff penggerusan dan

pengayakan, pemecahan bijih, koridor masih di bawah KTD yaitu pada kisaran (1,109 – 1,893) $\times 10^{-6}$ Bq/liter, sedangkan pada gudang bijih sudah di atas nilai KTD yaitu sebesar (21,529 – 24,804) $\times 10^{-6}$ Bq/liter. Nilai ini di bawah hasil pengukuran pada triwulan I, II dan III, hal kemungkinan disebabkan kegiatan pada triwulan IV agak berkurang sehingga radioaktivitas debu di udara lebih rendah dari pengukuran sebelumnya.

Untuk radioaktivitas debu radioaktif di udara di lingkungan/halaman pada delapan titik pengukuran nilainya dalam kisaran (1,628 – 3,544) $\times 10^{-7}$ Bq/liter. Hasil pengukuran ini masih dibawan nilai KTD dan hampir sama dengan hasil pengukuran triwulan III. Namun demikian untuk menghindari kontaminasi interna diharapkan personil yang akan masuk ke gudang bijih harus menggunakan masker dengan penggunaan waktu seefisien mungkin.



Gambar 2. Radioaktivitas debu radioaktif ruang kerja preparasi bijih di Gedung 56 tahun 2008.



Gambar 3. Radioaktivitas debu radioaktif lingkungan kerja preparasi bijih di Gedung 56 tahun 2008.

IV. KESIMPULAN

Radioaktivitas debu radioaktif di udara pada ruang kerja preparasi bijih (flotasi dan alat, staf penggerusan dan pengayakan, pemecahan bijih, koridor)

sepanjang triwulan I sampai dengan triwulan IV di bawah KTD yaitu berkisar $(1,011-1,893) \times 10^{-6}$ Bq/liter, sedangkan pada gudang penyimpanan bijih nilainya di atas KTD yaitu berkisar $(21,529 - 62,841)$

$\times 10^{-6}$ Bq/liter. Sedangkan radioaktivitas debu radioaktif di udara pada lingkungan kerja preparasi bijih dari triwulan-I sampai dengan triwulan-IV nilainya di bawah KTD yaitu berkisar $(1,628 - 6,643) \times 10^{-7}$ Bq/liter.

SARAN

Kegiatan di gudang bijih harus efisien dan efektif dengan menggunakan alat pelindung diri seperti : jas-lab, masker, dan tutup rambut serta dilakukan pembersihan dan penataan ruang kerja dengan menutup bijih yang berukuran butir sangat halus menggunakan plastik.

DAFTAR PUSTAKA

1. BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR, UU No. 10 tahun 1997 tentang : Ketenaganukliran, BAPETEN, Jakarta, 1997.
2. BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR, PP. No. 33 tahun 2007, tentang : Keselamatan Terhadap Radiasi Pengion dan Keamanan Sumber Radioaktif, Jakarta, 2007.
3. BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR, Surat Keputusan No.01/Ka-BAPETEN/V-99, tentang : Ketentuan Keselamatan Kerja Terhadap Radiasi, Jakarta, 1999
4. BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR, Surat Keputusan No.02/Ka-BAPETEN/V-99, tentang : Baku Tingkat Radioaktivitas di Lingkungan, Jakarta, 1999.
5. BADAN TENAGA NUKLIR NASIONAL, Prosedur Analisis Sampel Radioaktivitas Lingkungan, Jakarta, 1998.
6. MADE SUMATRA, Pemantauan Tingkat Raadioaktivitas di Lingkungan Pusat Penelitian Tenaga Atom Pasar Jum'at Periode April 1992 sampai dengan Maret 1993, Presentasi Ilmiah Keselamatan Radiasi dan Lingkungan, Jakarta, 1993.



PROSIDING

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

JAKARTA, 15 Desember 2009

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

JL. LEBAK BULUS RAYA No. 49, KOTAK POS 7043 JKSKL – JAKARTA SELATAN 12070
Telp. (021) 7513906 (Hunting) Fax. : (021) 7657950 E-mail : ptkmr@batan.go.id

