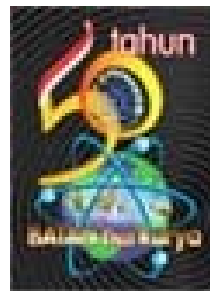


ISSN : 1978-9971

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

JAKARTA, 29 JULI 2008



**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

2008

KATA PENGANTAR

Puji syukur kami panjatkan kehadirat Allah SWT atas karunia yang diberikan kepada Panitia Penyelenggara, sehingga dapat diselesaikan penyusunan Prosiding Pertemuan dan Presentasi Ilmiah Fungsional Pengembangan Teknologi Nuklir II dengan tema “Peranan Sumber Daya Manusia dalam Mendukung Keselamatan Radiasi dan Keselamatan Nuklir untuk Mewujudkan Kesejahteraan Masyarakat”

Presentasi Ilmiah kali ini disajikan sebanyak 19 makalah, 1 makalah utama disajikan dalam Sidang Pleno, 9 makalah disajikan secara oral dan 9 makalah disajikan secara poster. Makalah yang masuk berasal dari :

- PRR-BATAN : 2 makalah,
- PRSG-BATAN : 1 makalah,
- PATIR-BATAN : 4 makalah dan,
- PTKMR-BATAN : 12 makalah.

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

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

Jakarta, 19 Juli 2008
Panitia Penyelenggara

PANITIA

PERTEMUAN DAN PRESENTASI ILMIAH FUNGSIONAL PENGEMBANGAN TEKNOLOGI NUKLIR II Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi

SK No : 154 /KMR/V/2008


I. PENGARAH

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

II. PENYELENGGARA

- Ketua : Elistina, A.Md.
- Wakil Ketua : Kusdiana, ST.
- Sekretaris : Muji Wiyono, S.ST.
- Bendahara : Eni Suswanti, A.Md.

Seksi-seksi :

-  Persidangan : 1. Wahyudi, S.ST.
2. Setyo Rini, SE.
3. Emil Lazuardi, SE.
-  Dokumentasi : Agung A., A.Md
-  Perlengkapan : 1. Suratna
2. Rofiq Syaifudin, ST.
-  Konsumsi : Sri Insani Wahyu W.

III. EDITOR DAN PENILAI MAKALAH

- Ketua : Drs. Nurman Rajagukguk
- Wakil Ketua : Drs. Gatot Wurdianto, MEng.
- Anggota : Drs. Mukhlis Akhadi, APU.
dr. Fadil Nazir, Sp.KN.
Dr. Johannes R. Dumais
Dr. Mukh Syaifudin
Dr. Eko Pudjadi

SAMBUTAN

KEPALA PUSAT TEKNOLOGI KESELAMATAN DAN METROLOGI RADIASI

Assalamu'alaikum Wr. Wb.

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

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

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

Wassalamu'alaikum Wr. Wb.

Jakarta, Agustus 2008

Kepala PTKMR,

Dr. Susilo Widodo

DAFTAR ISI

<u>KATA PENGANTAR DAN SUSUNAN PANITIA</u>	<i>i</i>
<u>SAMBUTAN KEPALA PTKMR</u>	<i>ii</i>
<u>DAFTAR ISI</u>	<i>iii</i>
<u>MAKALAH UTAMA</u>	

Publikasi 103 ICRP:
Rekomendasi mutakhir tentang proteksi radiologik

Eri Hiswara *1*
PTKMR-BATAN

MAKALAH ORAL :

1. Metode statistik untuk penentuan luas puncak serapan total pada kalibrasi efisiensi menggunakan spektrometer gamma

Hermawan Candra, Pujadi dan Gatot Wurdianto *16*
PTKMR – BATAN
2. Analisis pendahuluan *TENORM* dengan metode pengukuran gross α , β dan γ

Wijono dan Gatot Wurdianto *28*
PTKMR – BATAN
3. Penentuan ^{40}K dan ^{137}Cs dalam sampel rumput pada sampel uji profisiensi IAEA tahun 2006

Wahyudi, Kusdiana dan Asep Setiawan *39*
PTKMR – BATAN
4. Penentuan kebocoran *Dust Chamber Prilling Tower* Pusri I-C menggunakan metode radioisotop

Darman dan Hariyono *48*
PATIR – BATAN
5. Pengendalian dosis pekerja radiasi pada siklus operasi teras (54-59) di RSG-GAS

Suhartono, Sunarningsih dan Naek Nababan *57*
PRSG – BATAN

6. Kalibrasi luasan pesawat teleterapi ^{60}Co Xinhua
FCC 800 DF/C212 di Rumah Sakit Dr. Sardjito
Dani dan Eni Suswantini 72
PTKMR – BATAN
7. Pengaruh laju dosis terhadap pertumbuhan *P. barghei* stadium eritrositik
Darlina, Devita Tetriana dan Armanu 78
PTKMR – BATAN
8. Frekuensi kromosom disentrik dalam sel limfosit
pekerja di Fasilitas Iradiasi
Masnelli Lubis dan Viria Agesti Suvifan 89
PTKMR – BATAN
9. Silika sebagai media migrasi pemisahan Itrium-90
dari Stronsium-90 dengan cara elektroforesis
Sulaiman, Adang Hardi Gunawan, dan Abdul Mutalib 98
PRR – BATAN

MAKALAH POSTER :

1. Penentuan dosis ekivalen perorangan $H_p(10)$ untuk berkas gamma ^{137}Cs
berdasarkan perhitungan dan pengukuran langsung
Nurman Rajagukguk 110
PTKMR – BATAN
2. Uji unjuk kerja penguat awal $4\pi(\text{PC})$ buatan PTKMR-BATAN
Holnisar dan Pujadi 116
PTKMR – BATAN
3. Pengukuran paparan radiasi pesawat sinar-X dan tempat kerja
beberapa industri makanan
Muji Wiyono 125
PTKMR – BATAN
4. Penentuan ion bebas Gd^{3+} dalam sediaan *Contrast Agent Gd-DTPA*
menggunakan xylenol orange
Maskur, A. Mutalib, Martalena Ramli, Sri Styowati dan Titin 139
PRR – BATAN
5. Evaluasi dosis akibat kontaminasi interna melalui pernafasan (inhalasi)
menggunakan bioassay
Elistina dan Mulyono Hasyim 150
PTKMR – BATAN

-
6. Preparasi ^{125}I dalam sampel air panas bumi
N. Laksminingpuri Ritonga 162
PATIR – BATAN

 7. Kadar protein *Klebsiella pneumoniae* K5 hasil iradiasi gamma
Nuniek Lelananingtyas, Dinardi dan Yuanita Windusari 170
PATIR – BATAN

 8. Penentuan MID LOG *Yersinia enterocolitica* Y5 dan *Klebsiella pneumoniae* K3
untuk optimasi pembuatan vaksin iradiasi
Dinardi, Nuniek Lelananingtyas dan Sandra Hermanto 175
PTKMR – BATAN

 9. Toksisitas dekontaminan *Prussian Blue* pada kera ekor panjang
(*Macaca fascicularis*)
Tur Rahardjo 180
PTKMR – BATAN

PUBLIKASI 103 ICRP: REKOMENDASI MUTAKHIR TENTANG PROTEKSI RADIOLOGIK

Eri Hiswara

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi -BATAN

ABSTRAK

PUBLIKASI 103 ICRP: REKOMENDASI MUTAKHIR TENTANG PROTEKSI RADIOLOGIK. ICRP merupakan organisasi internasional yang memberikan rekomendasi tentang upaya proteksi terhadap risiko akibat penggunaan radiasi pengion buatan dan risiko dari radiasi alamiah. Rekomendasi ICRP digunakan oleh IAEA sebagai dasar pembuatan standar keselamatan, sementara negara-negara anggota IAEA menggunakan dan mengadopsi standar keselamatan tersebut untuk menyusun peraturan keselamatan radiasi di negara mereka masing-masing. Pada awal tahun 2008 ini ICRP menerbitkan rekomendasi terakhirnya dalam publikasi 103, dan merupakan pengganti dari publikasi 60 yang terbit tahun 1991. Dalam tulisan ini secara singkat diuraikan mengenai perubahan yang diberikan pada publikasi 103 dibandingkan publikasi 60. Untuk memberikan gambaran menyeluruh mengenai rekomendasi ICRP tentang proteksi radiologik ini, diuraikan pula perkembangan rekomendasi yang diberikan ICRP sejak awal pembentukannya hingga diterbitkannya publikasi 60 tahun 1991.

ABSTRACT

ICRP PUBLICATION 103: THE NEW RECOMMENDATIONS ON RADIOLOGICAL PROTECTION. ICRP is an international organization that provides recommendations on the protection against risk from the use of man-made ionizing radiation and risk from the naturally occurring radiation. ICRP recommendations are used by the IAEA as a basis to publish its safety standards, whereas the IAEA member states are applying and adopting the standards as regulation in their respective countries. ICRP published their new recommendations as publication 103 in the beginning of 2008 to replace publication 60 published in 1991. This paper briefly summarizes changes given in publication 103 compared to the previous recommendations in publication 60. To give a comprehensive overview of the ICRP recommendations on radiological protection, it also briefly summarizes the development of ICRP recommendations from its conception until publication 60 of 1991.

I. PENDAHULUAN

Peraturan keselamatan dalam pemanfaatan nuklir dan radiasi di hampir seluruh negara di dunia pada saat ini didasarkan pada standar keselamatan radiasi yang disusun oleh IAEA (*International Atomic Energy Agency*)^[1]. Standar IAEA ini juga disponsori dan disetujui oleh beberapa organisasi

internasional lainnya, yaitu ILO, WHO, FAO, PAHO, dan OECD/NEA.

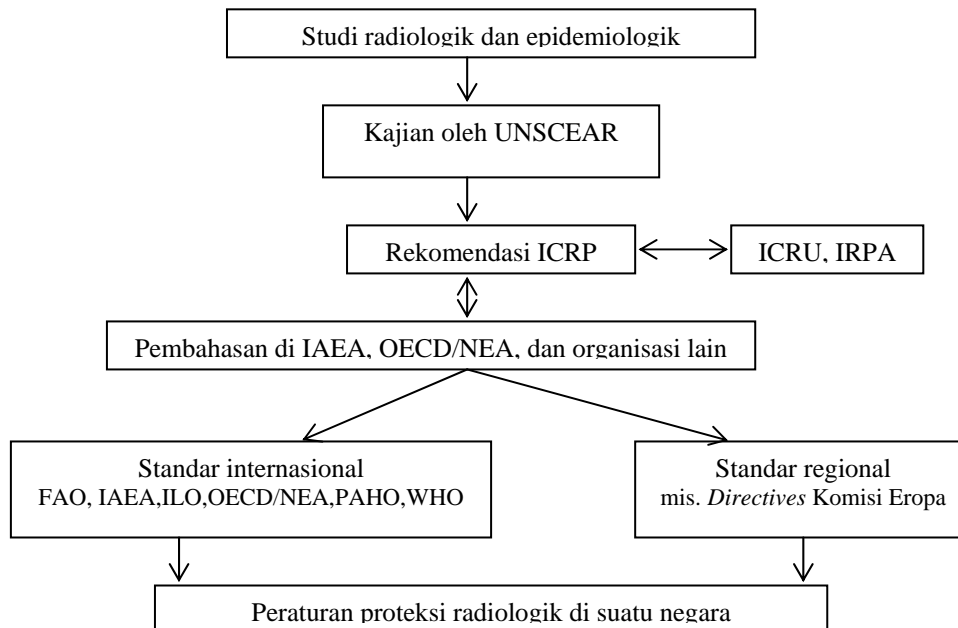
Standar keselamatan yang disusun IAEA didasarkan terutama pada rekomendasi ICRP (*International Commission on Radiological Protection*), dan juga masukan dari ICRU (*International Commission on Radiological Units and Measurements*)

dan IRPA (*International Radiation Protection Association*). ICRP merupakan organisasi internasional yang bekerja untuk memberikan rekomendasi dan pedoman mengenai proteksi terhadap risiko yang berkaitan dengan radiasi pengion dan risiko yang berasal dari sumber radiasi buatan yang banyak digunakan di bidang medik, industri dan energi, dan juga yang berasal dari sumber alami, sementara ICRU merupakan organisasi internasional yang memberikan rekomendasi mengenai besaran dan satuan dalam pengukuran radiologik. Sedangkan IRPA merupakan asosiasi profesi internasional yang berisi para praktisi di bidang proteksi radiasi.

Sementara itu, dalam menyusun rekomendasinya, ICRP menyandarkan

dasar ilmiahnya pada kajian dan analisis efek radiasi yang diterbitkan secara berkala oleh UNSCEAR (*United Nations Scientific Committee on Effects of Atomic Radiation*). Gambar 1 memperlihatkan rangkaian bagaimana hasil berbagai studi radiologik dan epidemiologik menjelma menjadi suatu peraturan proteksi radiologik di suatu negara ^[2].

ICRP mulai mengeluarkan rekomendasi tentang proteksi radiologik pada tahun 1951. ICRP juga menyatakan bahwa secara berkala akan mengkaji ulang rekomendasinya setiap 10 tahun sekali. Pada awal tahun 2008 ini, ICRP menerbitkan rekomendasi terakhirnya dalam publikasi 103 ^[3]. Rekomendasi terakhir ini menggantikan publikasi 60 yang telah diterbitkan pada tahun 1991 ^[4].



Gambar 1. Dari kajian iptek menuju peraturan proteksi radiologik.

Dalam tulisan ini dijelaskan secara singkat perubahan yang dilakukan ICRP pada rekomendasi terbarunya yang diberikan pada publikasi 103 tahun 2008 terhadap rekomendasi yang diberikan pada publikasi 60 tahun 1991. Namun demikian, sebelumnya diuraikan perkembangan rekomendasi tentang proteksi radiologik yang diberikan ICRP sejak awal pembentukannya hingga diterbitkannya publikasi 60 tahun 1991.

II. PERKEMBANGAN REKOMENDASI TENTANG PROTEKSI RADIOLOGIK

Dalam beberapa minggu setelah penemuan sinar-X oleh Röntgen pada tahun 1895, potensinya untuk diagnosis patah tulang telah diketahui. Namun efek akutnya seperti kerontokan rambut, eritema dan dermatitis, juga berhasil diketahui. Grubbé, misalnya, pada tahun 1896 menguraikan dermatitis sinar-X tangan pada makalahnya yang melaporkan kerusakan akibat radiasi pada kulit tangan dan jari para peneliti eksperimental awal^[5].

Dalam waktu sepuluh tahun berikutnya, banyak tulisan yang diterbitkan yang melaporkan kerusakan jaringan akibat radiasi. Kematian seseorang yang menerima radiasi sinar-X dilaporkan pertama kali pada tahun 1904.

Kematian ini disusul oleh beberapa kematian lainnya yang disebut sebagai "martir bagi iptek melalui sinar-X"^[6].

Meski pun telah terjadi beberapa kematian akibat penggunaan radiasi ini, proteksi terhadap personil dari pajanan sinar-X dan sinar gamma dari radium masih belum dilaksanakan hingga akhir tahun 1910an. Baru pada awal tahun 1920an Komite Proteksi Radium dan Sinar-X Inggris dan Perkumpulan Sinar Röntgen AS mengusulkan suatu rekomendasi proteksi radiologik secara umum. Pada tahun 1925, pada Kongres Internasional Radiologi yang pertama, kebutuhan akan adanya besaran khusus untuk pajanan radiasi (*radiation exposure*) mulai dirasakan. Komite Internasional Untuk Proteksi terhadap Radium dan Sinar-X kemudian menetapkan besaran röntgen sebagai ukuran pajanan sinar-X dan gamma pada tahun 1928.

Sejak penetapan besaran röntgen ini, rekomendasi tentang batas pajanan mulai dikembangkan. Pada tahun 1937 dicapai kesepakatan bahwa seseorang yang sehat dapat menerima penyinaran kerja dari sinar-X dan gamma sampai 0,2 röntgen per hari kerja tanpa mengakibatkan kerusakan kulit, anemia atau gangguan kesuburan. Pada saat

Kongres Internasional Radiologi yang keenam tahun 1950, para peserta kongres sepakat untuk membentuk ICRP dan ICRU sebagai badan pendampingnya.

Rekomendasi ICRP yang pertama dikeluarkan tahun 1951. ICRP menegaskan pandangan sebelumnya bahwa efek berbahaya dari pajanan radiasi meliputi kerusakan kulit, katarak, anemia dan gangguan kesuburan. Selain itu, penyakit ganas pada orang tersinar dan kelainan genetik pada turunan orang tersinar juga mulai diketahui. Laju dosis yang diizinkan pada saat itu adalah 0,3 röntgen per minggu kerja untuk sinar-X dan gamma yang menembus kulit, 1,5 röntgen per minggu untuk radiasi yang hanya mempengaruhi jaringan kulit luar, dan 0,03 röntgen per minggu untuk neutron.

Periode 1951-1977

Pada tahun-tahun berikutnya disadari bahwa röntgen bukan ukuran yang tepat untuk pajanan. Pada tahun 1953 ICRP merekomendasikan bahwa batas pajanan harus didasarkan pada pertimbangan energi yang diserap jaringan, dan untuk itu diperkenalkan "rad" sebagai satuan dosis serap, yaitu energi yang diberikan radiasi pada satu massa jaringan.

Pada tahun 1954, ICRP memperkenalkan "rem" sebagai satuan dosis serap khusus dengan melihat cara berbagai jenis radiasi mendistribusikan energinya di jaringan (disebut sebagai dosis tara (*dose equivalent*) pada tahun 1966). Batas dosis mingguan yang direkomendasikan untuk sinar-X dan gamma untuk organ kritik (yaitu organ yang memiliki kepekaan lebih besar terhadap radiasi) tetap dinyatakan dalam röntgen tapi disingkat "r", adalah 0,6 r untuk kulit dan 0,3 r untuk organ pembentuk darah, gonad dan lensa mata.

Rekomendasi tahun 1959 selanjutnya memperlihatkan bertambahnya pemahaman atas dasar biologi dalam kerusakan jaringan akibat radiasi. Rekomendasi ini menyertakan rumusan dengan dasar usia untuk pekerja di atas 18 tahun untuk menghitung dosis maksimum yang diizinkan untuk gonad, organ pembentuk darah dan lensa mata. Dosis maksimum mingguan sebesar 0,1 rem juga ditetapkan untuk tujuan perencanaan dan perancangan, dan selama 13 minggu berturut-turut pajanan kerja harus tidak boleh melampaui 3 rem.

Pada rekomendasi tahun 1964 mulai disadari bahwa kepekaan organ fetus ternyata lebih tinggi dari perkiraan sebelumnya. Untuk ini direkomendasikan bahwa wanita usia subur harus tidak

boleh menerima paparan lebih dari 1,3 rem dalam periode 13 minggu, dan semua pemeriksaan radiologi di bawah perut yang tidak perlu harus dibatasi sepuluh hari setelah menstruasi, jika kehamilan tidak mungkin terjadi.

Rekomendasi tahun 1966 menyebutkan kebutuhan untuk mencegah efek akut radiasi dan membatasi risiko kanker dan kelainan genetik pada turunan orang yang tersinar hingga pada tingkat yang dapat diterima. Tersirat dalam rekomendasi ini diterimanya hubungan dosis-respons yang linier untuk kanker dan kelainan genetik yang tidak mengenal dosis ambang tapi bergantung pada laju dosis yang diterima. Dosis maksimum yang diizinkan saat itu juga mulai dinyatakan dengan dasar tahunan, yaitu 5 rem untuk penyinaran seluruh tubuh, gonad dan sumsum tulang merah. Batas dosis tahunan untuk kulit, thyroid dan tulang ditetapkan 30 rem, untuk anggota tubuh 75 rem dan untuk semua organ lain 15 rem. Batas dosis tahunan untuk anggota masyarakat ditetapkan sebesar sepersepuluh dari batas dosis tahunan untuk pekerja radiasi.

Selama tahun 1966 hingga tahun 1976 ICRP banyak mengeluarkan publikasi yang berkaitan dengan dasar ilmiah proteksi radiologik, pemantauan masukan radionuklida dan aplikasi

rekomendasi. Namun demikian, rekomendasi dasar tidak pernah diubah sampai dikeluarkannya publikasi No.26 tahun 1977^[7].

Publikasi tahun 1977 dan 1990

Dalam rekomendasi tahun 1977 ini disadari perlunya dilakukan pembatasan terjadinya efek stokastik, dalam bentuk kanker fatal dan kelainan genetik pada keturunan, sampai pada tingkat yang dapat diterima masyarakat, dan paling tidak sebanding, dalam hal untuk pekerja, dengan peristiwa pada industri lain yang memiliki standar keselamatan tinggi. Selain itu, disadari pula kebutuhan untuk mencegah terjadinya efek non-stokastik (yang di rekomendasi berikutnya disebut sebagai efek deterministik).

Untuk mencapai tujuan pembatasan dan pencegahan di atas diperkenalkan sistem pembatasan dosis. Sistem ini terdiri atas tiga komponen utama, yaitu:

- a. Tidak ada penggunaan sumber yang diizinkan jika tidak menghasilkan manfaat yang positif, dan manfaat tersebut juga harus lebih besar dari risiko yang ditimbulkan
- b. Paparan radiasi harus ditekan serendah-rendahnya yang dapat

dicapai, dengan mempertimbangkan faktor ekonomi dan sosial, dan

c. Dosis tara pada perorangan tidak melebihi batas yang direkomendasikan.

Rekomendasi tahun 1977 ini juga memperkenalkan besaran dan satuan baru untuk menentukan batas dosis terkait dengan efek radiasinya. Besaran dosis tara efektif digunakan pada batas dosis tahunan untuk pembatasan terjadinya efek stokastik, sementara batas dosis tahunan untuk mencegah terjadinya efek non-stokastik tetap menggunakan besaran dosis tara. Besaran dosis tara efektif merupakan besaran dosis tara yang diberi bobot untuk setiap organ atau jaringan tertentu.

Satuan untuk baik dosis tara maupun dosis tara efektif adalah sievert (Sv), yang menggantikan satuan rem yang digunakan pada rekomendasi sebelumnya. Satu sievert (1 Sv) sama dengan 100 rem. Mengingat 1 Sv merupakan ukuran dosis yang cukup besar, dalam penggunaan praktis umumnya digunakan satuan milisievert (mSv) yang merupakan seperseribu (10^{-3}) Sv.

Nilai batas dosis tara efektif tahunan untuk pekerja radiasi adalah 50 mSv, sementara batas dosis tara untuk mencegah terjadinya efek non-stokastik

adalah 500 mSv per tahun, kecuali untuk lensa mata sebesar 150 mSv per tahun. Untuk anggota masyarakat, nilai batas dosis (NBD) ini ditetapkan sepersepuluh dari NBD untuk pekerja radiasi, walaupun pada tahun 1985 ICRP menurunkan NBD untuk anggota masyarakat menjadi 1 mSv per tahun.

Beberapa perkembangan pengetahuan penting selama tahun 1977 hingga akhir 1980an mendasari terbitnya rekomendasi ICRP tahun 1990 ^[4]. Perkembangan tersebut antara lain terbitnya status terakhir dari hasil studi intensif terhadap para korban bom atom yang selamat di Jepang, hasil studi efek jangka panjang dari penggunaan radiasi di bidang medik (pengobatan ankylosing spondylitis dan kanker rahim), dan berbagai temuan dari percobaan di laboratorium.

Menyusul kajian terhadap berbagai perkembangan di atas, ICRP memutuskan untuk mengubah rekomendasi NBD-nya. Untuk pekerja radiasi, nilai batas dosis efektif (yang merupakan penyederhanaan dari istilah dosis tara efektif) diturunkan menjadi 20 mSv per tahun, yang dirata-ratakan selama 5 tahun namun dengan maksimum boleh 50 mSv dalam satu tahun tertentu. Sedang nilai batas dosis tara tahunan untuk lensa mata tetap 150 mSv dan

untuk organ lain (yaitu kulit, tangan dan kaki) juga tetap 500 mSv.

Untuk anggota masyarakat, nilai batas dosis efektif tahunan tetap 1 mSv, dengan ketentuan bahwa dalam satu tahun tertentu dapat lebih dari 1 mSv asal rata-rata selama 5 tahun tidak melebihi 1 mSv per tahunnya. Demikian pula nilai batas dosis tara untuk lensa mata tetap 15 mSv dan organ lain tetap 50 mSv.

Dalam hal sistem pembatasan dosis, sistem ini diperluas tidak hanya berlaku untuk pemakaian radiasi saat ini dan saat mendatang (yang kini disebut sebagai sistem proteksi dalam pemakaian), namun juga untuk intervensi (disebut sebagai sistem proteksi dalam intervensi). Yang dimaksud dengan pemakaian disini adalah setiap kegiatan yang dapat meningkatkan terjadinya penerimaan dosis radiasi, sementara intervensi adalah kegiatan yang dapat menurunkan pajanan dengan mempengaruhi penyebab pajanan dengan suatu tindakan tertentu.

Sistem proteksi dalam pemakaian, yang pada prinsipnya sama dengan sistem pembatasan dosis, adalah sebagai berikut:

a. Tidak ada pemakaian yang mengakibatkan pajanan radiasi dapat dibenarkan kecuali jika menghasilkan manfaat bagi orang tersinar atau bagi masyarakat untuk mengimbangi

kerugian yang diakibatkannya (disebut sebagai prinsip membenaran).

- b. Dalam kaitan dengan sumber tertentu dalam pemakaian, besar dosis perorangan, jumlah orang tersinar dan kemungkinan terjadinya pajanan harus diupayakan serendah mungkin yang dapat dicapai, dengan mempertimbangkan faktor ekonomi dan sosial (optimisasi proteksi)
- c. Pajanan perorangan yang berasal dari kombinasi semua pemakaian harus dibatasi dengan suatu nilai batas dosis atau, dalam hal pajanan potensial, mengatur besarnya risiko yang dapat timbul (dosis perorangan dan batas risiko).

Sedang sistem proteksi dalam intervensi didasarkan pada prinsip umum berikut:

- a. Intervensi yang diusulkan harus lebih memberikan keuntungan daripada kerugian, dalam arti pengurangan kerugian yang berasal dari pengurangan dosis harus cukup memadai untuk membenarkan intervensi ditinjau dari segi bahaya dan biaya, termasuk biaya sosial.
- b. Bentuk, skala dan lama tindakan intervensi harus dioptimisasikan sehingga manfaat dari pengurangan dosis, dalam arti manfaat pengurangan kerugian akibat

pajanan, dikurangi dengan kerugian yang dikaitkan dengan intervensi, harus semaksimal mungkin.

Dalam rekomendasi tahun 1990 ini ICRP juga menekankan bahwa kedua sistem proteksi, sebagai prinsip dasar, harus diberlakukan sebagai suatu sistem yang utuh dan tidak bisa dipisahkan. Hal ini terutama mengingat NBD sering disalahtafsirkan sebagai sasaran akhir sistem proteksi. Menurut ICRP, NBD hanya merupakan batas nilai yang tidak dapat diterima. Penerimaan dosis sesungguhnya yang dapat diizinkan bergantung pada proses optimisasi, sementara NBD pada dasarnya merupakan kendala untuk optimisasi secara keseluruhan.

III. PUBLIKASI 103

Berdasarkan pengalaman dalam penerapannya di lapangan, delapan tahun setelah publikasi 60 diterbitkan, ICRP mulai melontarkan gagasan untuk melakukan revisi terhadap rekomendasinya [8]. Gagasan dipicu oleh adanya keinginan untuk mengurangi kerumitan yang timbul akibat perkembangan yang berlangsung setelah penerbitan publikasi 60, dan juga adanya keinginan agar rekomendasi dapat mencakup semua sumber radiasi secara

lebih terpadu. Berbagai diskusi teknis kemudian berkembang di kalangan ilmuwan proteksi radiologik di seluruh dunia, terutama yang berlangsung selama pelaksanaan pertemuan IRPA tahun 2000 dan 2004. Dua laporan kemajuan dari proses revisi ini sempat diterbitkan^[5,9] sebelum Komisi Utama ICRP pada sidang bulan Maret 2007 akhirnya menyetujui untuk diterbitkannya rekomendasi baru untuk menggantikan publikasi 60 yang telah digunakan sebagai acuan dalam proteksi radiologik selama lebih dari lima belas tahun

Beberapa perubahan yang dilakukan antara lain berkaitan dengan nilai faktor bobot, sistem proteksi radiologik, kendala dosis dan tingkat acuan, serta pembahasan khusus mengenai proteksi lingkungan.

Faktor Bobot Radiasi

Nilai faktor bobot radiasi yang ditetapkan pada Publikasi 60 didasarkan pada keefektifan biologi relatif (RBE) dari suatu radiasi terhadap dosis serap di organ atau jaringan. Pendekatan ini masih digunakan pada publikasi 103, namun beberapa angka numeriknya berubah. Perubahan utama adalah nilai untuk proton yang dikurangi dari 5 menjadi 2, diperkenalkannya faktor bobot untuk

pion bermuatan yang diberi nilai 2, dan nilai untuk neutron yang sekarang hanya diberikan dalam bentuk fungsi energi

kontinyu. Nilai faktor bobot radiasi tersebut secara lengkap diberikan pada Tabel 1.

Tabel 1. Faktor bobot radiasi pada publikasi 103 ICRP.

Jenis radiasi	Faktor bobot radiasi, w_R
Foton	1
Elektron dan muon	1
Proton dan pion bermuatan	2
Partikel alfa, fragmen fisi, ion berat	20
Neutron	Fungsi energi neutron kontinyu

Faktor Bobot Jaringan

Pada publikasi 60, ICRP mendefinisikan besaran dosis efektif sebagai jumlah dosis tara (*equivalent dose*) pada organ atau jaringan terkait, masing-masing diberi bobot dengan

faktor bobot jaringan (w_T). Berdasar data terbaru tentang induksi kanker dan penyakit warisan, nilai faktor bobot jaringan berubah menjadi seperti yang terlihat pada Tabel 2.

Tabel 2. Faktor bobot jaringan pada publikasi 103 ICRP.

Jaringan atau organ	Faktor bobot jaringan, w_T	Jumlah w_T
Sumsum tulang (merah), kolon, paru-paru, lambung, payudara, jaringan sisa ^a	0,12	0,72
Gonad	0,08	0,08
Kandung kemih (<i>bladder</i>), esofagus, hati, thyroid	0,04	0,16
Permukaan tulang, otak, kelenjar ludah, kulit	0,01	0,04
Total		1,00

^a Jaringan sisa: adrenalin, daerah ekstratoraksik (ET), *gall bladder*, jantung, ginjal, *lymphatic nodes*, otot, mukosa oral, pankreas, prostat (laki), usus kecil, limpa, *thymus*, uterus/serviks (pr).

Dibandingkan dengan nilai yang diberikan sebelumnya pada publikasi 60, ada empat perubahan nilai faktor bobot jaringan yang diberikan. Pertama, dua organ baru ditambahkan, yaitu otak dan kelenjar ludah; kedua, nilai untuk gonad dikurangi dari 0,20 menjadi 0,08, yang menandakan berkurangnya signifikansi penyakit warisan; ketiga, nilai untuk payudara bertambah dari 0,05 menjadi 0,12 berdasar temuan epidemiologik baru dan fokus insidensi kanker pada perhitungan kerusakan; dan keempat, bobot untuk “jaringan sisa” berubah untuk menghindari penyimpangan kecil sebelumnya pada saat dilakukan perhitungan total dosis efektif.

ICRP menekankan bahwa dosis efektif memberikan ukuran mengenai kerusakan radiasi hanya untuk tujuan proteksi radiasi. Dosis efektif tidak memberikan ukuran mengenai dosis yang spesifik individu, dan juga tidak bisa digunakan untuk evaluasi epidemiologik. ICRP juga menyatakan bahwa dosis efektif kolektif, yang kegunaan utamanya adalah untuk optimisasi proteksi radiasi, tidak boleh digunakan dalam studi epidemiologi dan dalam pengkajian angka hipotetik kasus kanker atau penyakit warisan pada populasi tersinar.

Sistem Proteksi Radiologik

Seperti telah diuraikan sebelumnya, publikasi 60 ICRP membedakan sistem proteksinya atas pemakaian dan intervensi. Tiga prinsip utama proteksi, yaitu justifikasi, optimisasi dan nilai batas dosis, berlaku untuk pemakaian. Sedang untuk intervensi, hanya justifikasi dan optimisasi yang berlaku.

Pada publikasi 103, kategori situasi pajanan dibedakan atas situasi pajanan terencana yang merupakan kegiatan yang melibatkan sumber radiasi dengan sengaja, situasi pajanan kedaruratan yang memerlukan tindakan segera untuk menghindari atau mengurangi akibat yang tidak diinginkan, dan situasi pajanan yang ada yang termasuk situasi pajanan berkepanjangan setelah terjadinya situasi kedaruratan.

ICRP menyatakan bahwa sistem proteksi radiologik yang ditetapkan sebelumnya pada prinsipnya dapat berlaku untuk setiap situasi pajanan. Penentuan tingkat tindakan proteksi yang diperlukan juga sama seperti yang lalu.

Prinsip utama proteksi juga tetap seperti sebelumnya: justifikasi dan optimisasi berlaku untuk ketiga situasi pajanan, sementara nilai batas dosis hanya berlaku untuk situasi pajanan terencana.

Kendala Dosis dan Tingkat Acuan

Istilah kendala dosis diperkenalkan pada publikasi 60 dan memiliki fungsi untuk membatasi ketimpangan dalam pengkajian ekonomi dan sosial pada proses optimisasi proteksi pada pemakaian. Dengan kata lain, tujuannya adalah untuk membatasi rentang pilihan yang harus dipertimbangkan dalam proses optimisasi. Dalam hal pajanan publik, kendala dosis memungkinkan seorang anggota masyarakat tersinar oleh sejumlah sumber terpisah dan dosis yang diterima masih memenuhi nilai batas dosis yang berlaku. Dosis kendala dengan demikian dapat digunakan oleh badan pengawas sebagai dasar untuk menetapkan batas yang diwenangkan untuk pelepasan bahan radioaktif ke lingkungan. Dalam hal pajanan kerja, dimana pekerja biasanya tersinar hanya oleh satu sumber, kendala dosis membantu dalam memusatkan perhatian pada manajemen pajanan yang baik dalam perencanaan fasilitas dan operasi.

ICRP tetap menggunakan pengetahuan ini untuk situasi pajanan terencana.

Dalam konteks situasi pajanan kedaruratan dan yang ada, ICRP menggunakan istilah “tingkat acuan” untuk membatasi dosis atau risiko. Suatu tindakan yang dapat menimbulkan dosis di atas tingkat acuan tersebut dianggap tidak layak untuk dilakukan, sementara jika yang terjadi adalah di bawahnya, optimisasi harus diterapkan. Seperti halnya kendala dosis, pilihan yang menghasilkan dosis lebih besar tingkat acuan harus dikesampingkan pada tahap perencanaan.

Semua nilai numerik untuk kendala dosis dan tingkat acuan dikelompokkan atas tiga pita seperti terlihat pada Tabel 3. Batas atas pada pita tertinggi ditetapkan berdasarkan pertimbangan efek deterministik, sementara batas atas kedua pita yang lain sama dengan nilai batas dosis untuk pekerja dan untuk masyarakat.

Tabel 3. Kerangka untuk kendala dosis dan tingkat acuan.

Pita dosis efektif, mSv (akut atau tahunan)	Karakteristik	Persyaratan	Contoh
20-100	Dikendalikan oleh tindakan pada jalur pajanan	Pertimbangkan untuk mengurangi dosis	Tingkat acuan untuk kedaauratan radiologik
1-20	Dikendalikan oleh tindakan pada sumber atau jalur pajanan	Untuk situasi pajanan terencana, pengkajian dosis individu dan pelatihan	<ul style="list-style-type: none">- Kendala untuk pajanan kerja.- Kendala untuk penenang dan perawat pasien yang enerima radiofarmaka- Tingkat acuan untuk radon di perumahan
<1	Dikendalikan oleh tindakan pada sumber	Pengecekan berkala pada jalur pajanan	Kendala untuk pajanan publik pada situasi terencana

Proteksi lingkungan

Pada rekomendasi 60, ICRP menyatakan bahwa “Komisi yakin bahwa standar pengendalian lingkungan yang diperlukan untuk melindungi manusia sampai pada tingkat yang diinginkan saat ini dijamin tidak berisiko bagi spesies lain. Kadang-kadang anggota individual spesies non-manusia mungkin dalam bahaya, namun tidak sampai membahayakan seluruh spesies atau menimbulkan ketidakseimbangan antara spesies.

Pada rekomendasi terbarunya ini ICRP mengindikasikan keinginannya untuk mengembangkan kerangka yang lebih jelas, dengan tujuan untuk mengkaji hubungan antara pajanan dan dosis, dan antara dosis dan efek, serta konsekuensi

dari efek tersebut, untuk spesies non-manusia, dengan dasar ilmiah yang sama. Kerangka akan dikembangkan melalui penetapan data yang relevan untuk hewan dan tanaman acuan yang merupakan tipikal untuk lingkungan yang besar. Dokumen tentang data tersebut saat ini telah tersedia dalam bentuk rancangan publikasi ICRP tentang konsep dan penggunaan hewan dan tanaman acuan [10].

IV. KESIMPULAN

Secara umum, perubahan yang terjadi pada publikasi 103 terdiri atas dua jenis, yaitu perubahan teknis dan perubahan penyajian. Perubahan teknis meliputi pengaturan ulang nilai faktor bobot radiasi dan jaringan. Meskipun

perubahan teknis ini mengakibatkan perlunya dihitung ulang koefisien konversi aktivitas ke nilai dosis, ICRP memandang bahwa dampaknya secara keseluruhan tidak akan substansial.

Dalam hal perubahan penyajian, hal ini terlihat dari perubahan kategori situasi pajanan dari 'pemakaian' dan 'intervensi' menjadi 'terencana', 'kedaruratan' dan 'yang ada'. Perubahan kategori ini diharapkan akan menjamin bahwa perhatian akan difokuskan pada pajanan yang dapat dikendalikan.

Secara keseluruhan, rekomendasi baru ini lebih bersifat konsolidasi dari rekomendasi sebelumnya, dan perubahan yang diberikan tidak bersifat mendasar. Kenyataan ini memberikan kepercayaan bahwa sistem proteksi radiologik yang ditetapkan sebelumnya telah cukup mapan dan tetap memenuhi kebutuhan, dan dengan demikian tidak diperlukan perubahan yang besar terhadap peraturan proteksi radiologik yang telah disusun berdasar publikasi 60 tahun 1991.

DAFTAR PUSTAKA

1. IAEA. International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources. *Safety Series No.115*. IAEA, Vienna (1996).
2. ICRP. A Framework for Assessing the Impact of Ionizing Radiation on Non-human Species. Publication 91.

Annals of the ICRP Vol.33 No.3. Pergamon Press, Oxford (2003).

3. ICRP. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. Publication 103. *Annals of the ICRP* Vol.37 No.2-4. Pergamon Press, Oxford (2008).
4. ICRP. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. Publication 60. *Annals of the ICRP* Vol.21 No.1-3. Pergamon Press, Oxford (1991).
5. ICRP. A report on progress towards new recommendations: A communication from the International Commission on Radiological Protection. *J.Radiol.Prot.* 21 (2001) 113-123.
6. SMITH, H. and M.C. THORNE. The Origins and Work of the International Commission on Radiological Protection. *Investigative Radiology*, 22 (11) (1987) 918-921.
7. ICRP. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. Publication 26. *Annals of the ICRP* Vol.1 No.3. Pergamon Press, Oxford (1977).
8. CLARKE, R. Control of low-level radiation exposure: time for a change? *J.Radiol.Prot.* 19 (1999) 107-115.
9. ICRP. The evolution of the system of radiological protection: the justification for new ICRP recommendations. *J.Radiol.Prot.* 23 (2003) 129-142.
10. ICRP. Environmental Protection: the Concept and Use of Reference Animals and Plants. Draft 4a (December 2007).

Tanya Jawab :

1. Penanya :

**Pertanyaan : Nazaroh
(PTKMR-BATAN)**

1. Faktor bobot untuk proton/muon berubah dari 5 ke 2, faktor apa saja yang menyebabkan hal tersebut?
2. Faktor bobot jaringan pada Tabel 2 apakah tidak bergantung energi, bagaimana aplikasinya bila radiasi gamma hanya mengenai sumsum, kolon dan paru ?

**Jawaban : Eri Hiswara
(PTKMR – BATAN)**

1. ICRP menentukan faktor bobot berdasar kajian terhadap publikasi ilmiah yang diterbitkan berbagai jurnal. Berdasar kajian ini tingkat bahaya proton dan muon tidak sebesar yang diduga semula, sehingga faktor bobotnya dikurangi dari 5 ke 2.
2. Faktor bobot jaringan tidak bergantung pada energi, tapi pada sensitivitas masing-masing organ atau jaringan untuk terjadinya efek stokastik. Faktor bobot jaringan digunakan untuk menghitung dosis efektif yang diterima pada organ yang bersangkutan, jadi dosis efektif radiasi gamma total pada tubuh akan dihitung dengan menjumlahkan dosis efektif pada sumsum, kolon dan paru.

2. Penanya :

**Pertanyaan : Susetyo Trijoko
(PTKMR-BATAN)**

1. Nilai rentang dosis constraint untuk kondisi terencana ditetapkan 1-20 mSv/tahun, apa alasannya, karena dosis radiasi

alam ada yang mencapai 2 mSv/tahun ?

2. Mohon penjelasan pernyataan ICRP bahwa dosis efektif kolektif tidak boleh digunakan dalam studi epidemiologi dan dalam pengkajian angka hipotetik kasus kanker atau penyakit warisan pada populasi tumor

**Jawaban : Eri Hiswara
(PTKMR – BATAN)**

1. Batas atas 20 mSv merupakan nilai batas dosis untuk pekerja radiasi, sementara batas bawah 1 mSv merupakan dosis radiasi alam rata-rata di dunia.
2. Dosis efektif kolektif didefinisikan sebagai ukuran kerusakan radiasi untuk tujuan proteksi radiasi dan tidak memberikan informasi tentang dosis pada setiap genetika individu dari populasi. Karena itu dosis efektif kolektif tidak boleh digunakan untuk studi epidemiologi dan pengkajian jumlah kasus kanker atau penyakit warisan yang harus melihat dosis pada individu di populasi tumor.

3. Penanya :

**Pertanyaan : Mukhlis
(PPGN-BATAN)**

1. Apa tanggapan bapak tentang radioterapi yang berakibat rambut rontok, kulit rusak, sedangkan tingkat kesembuhan dari radioterapi itu tidak ada. Kenapa kok masih dibiarkan, kita sebagai orang yang mengetahui tentang bahaya tersebut di atas harusnya memberi masukan ke rumah sakit yang melakukan radioterapi tersebut?

**Jawaban : Eri Hiswara
(PTKMR – BATAN)**

tertutup agar tidak terjadi emanasi radon dari tanah.

1. Radioterapi merupakan upaya untuk menyembuhkan seseorang yang menderita penyakit kanker atau tumor dengan cara mematikan sel kanker yang ada dengan radiasi. Rambut rontok, atau kulit rusak bukan merupakan akibat dari radioterapi tapi barangkali akibat menerima dosis radiasi karena kecelakaan.

4. Penanya :

**Pertanyaan : Sutarman
(PTKMR-BATAN)**

1. Apakah nilai batas dosis (NBD) baik untuk pekerja maupun publik dapat dipakai untuk rekomendasi suatu daerah yang mempunyai *background* radiasi tinggi?
2. jika tidak, rekomendasi apa yang harus diberitahukan kepada orang bertempat tinggal di daerah tersebut, karena di daerah Indonesia banyak radiasi *background* yang tinggi ?

**Jawaban : Eri Hiswara
(PTKMR – BATAN)**

1. NDB untuk pekerja dan publik masing-masing dibuat untuk kebutuhannya dan bukan dimaksudkan untuk kepentingan pembatasan dosis di daerah dengan radiasi latar tinggi.
2. Radiasi latar tinggi umumnya berasal dari sumber radiasi yang berada di dalam tanah. Untuk ini maka tingkat radiasi di dalam rumah dapat diturunkan dengan memiliki ventilasi udara yang baik sehingga tidak ada ruangan tertutup yang mengakibatkan udara terkumpul. Demikian pula tidak ada lantai yang tidak

METODE STATISTIK UNTUK PENENTUAN LUAS PUNCAK SERAPAN TOTAL PADA KALIBRASI EFISIENSI MENGUNAKAN SPEKTROMETER GAMMA

Hermawan Candra, Pujadi, Gatot Wurdianto

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi – BATAN

ABSTRAK

METODE STATISTIK UNTUK PENENTUAN LUAS PUNCAK SERAPAN TOTAL PADA KALIBRASI EFISIENSI MENGGUNAKAN SPEKTROMETER GAMMA. Telah dilakukan penentuan luas puncak serapan total pada kalibrasi efisiensi menggunakan spektrometer dengan metode statistik. Penentuan luas puncak dilakukan dengan cara menentukan puncak serapan total 99% luasan di bawah fungsi agihan Gauss pada jangkauan $\pm 3\sigma$ dari puncak. Perhitungan luas serapan total berdasarkan keluaran data spektrum tiap-tiap nomor salur dari sumber standar yang diukur. Sumber standar yang diukur adalah pemancar multigamma ^{152}Eu LMRI dengan rentang energi 121-1408 keV. Pengukuran dilakukan dengan cara menentukan posisi *Gaussian Mean* (x_0), FWHM (*Full Width at Half Maximum*) dan nilai σ . Dari nilai tersebut dapat ditentukan $1,5\sigma$, 3σ , 5σ , 8σ , luas puncak gross (Integral area), cacah latar compton dan puncak net (net area). Sehingga dapat dihitung nilai efisiensi dan kurva kalibrasi efisiensi sebagai fungsi energi gamma. Kurva kalibrasi efisiensi memberikan hasil yang cukup baik dengan nilai korelasi r sebesar 0,9964. Hasil kalibrasi efisiensi dengan metode statistik dibandingkan dengan menggunakan perangkat lunak Genie 2000 mempunyai perbedaan berkisar antara 0,4183-3,2787% untuk masing-masing energi gamma 121-1408 keV. Kurva kalibrasi efisiensi dengan kedua metode tersebut digunakan untuk mengukur radionuklida ^{133}Ba program interkomparasi *Asia Pasific Metrology Programme* (APMP). Hasil penelitian menunjukkan bahwa pengukuran dengan kurva kalibrasi efisiensi menggunakan metode statistik, perangkat lunak Genie 2000 dan perbandingan langsung dengan sumber standar ^{133}Ba Amersham dibandingkan dengan hasil interkomparasi APMP mempunyai perbedaan berturut-turut adalah 1,879%, 2,234% dan 2,692%. Hal ini menunjukkan bahwa perhitungan aktivitas dengan sistem pencacah spektrometer gamma menggunakan metode statistik mendekati hasil sebenarnya.

Kata Kunci: kalibrasi efisiensi, luas puncak serapan total, metode statistik, spektrometer gamma

ABSTRACT

STATISTICAL METHODS FOR DETERMINATION OF TOTAL ABSORPTION PEAKS AREA AT EFFICIENCY CALIBRATION USE GAMMA SPECTROMETER. Determination of total absorption peaks area at efficiency calibration using gamma spectrometer with statistical methods has been done. Determination of total absorption peaks area with statistical methods conducted by determining of total absorption have similar to Gaussian distribution function and 99% peaks area in the range of $\pm 3\sigma$ from the maximum peak. Calculation of total absorption area was based on the output of spectrum data at every channel number of measured standard source. The measured standard source was transmitter of ^{152}Eu LMRI multigamma with energy range of 121-1408 keV. Measurement conducted by determination of Gaussian mean position, FWHM (full width at half maximum) and σ value. Determination of 1.5σ , 3σ , 5σ , 8σ , area of gross peak (integral area), count of compton background and net peak (net area). So it could be calculated the efficiency value and made of efficiency calibration curve as a function of gamma energy. Efficiency calibration curve give good enough result with correlation value r 0.9964. Result of efficiency calibration with statistical methods compared to the use of Genie 2000 software gave the result with discrepancies of 0.4183% -3.2787% at each of 121 – 1408 keV gamma energy. Efficiency calibration curve both the methods used to measure of ^{133}Ba radionuclide of *Asia Pasific Metrology Programme* (APMP) intercomparison programme. The experimental result showed that measurement with efficiency calibration curve using statistical method, Genie 2000 software and

direct comparison with ^{133}Ba Amersham standard source compared to the result of APMP programme had discrepancies respectively that were 1.879%, 2.234% and 2.692%. This indicates that the calculation of radionuclide radioactivity with gamma spectrometer counting system use statistical methods come near the true value.

Keywords : efficiency calibration, total absorption peaks area, statistical methods, gamma spectrometer

I. PENDAHULUAN

Pengukuran aktivitas zat radioaktif menggunakan sistem pencacah spektrometer gamma merupakan pengukuran secara relatif, sehingga harus dilakukan kalibrasi sebelum sistem digunakan. Untuk analisa secara kuantitatif maka diperlukan kalibrasi efisiensi, biasanya menggunakan sumber standar yang sudah diketahui energi dan aktivitasnya, seperti sumber standar pemancar multi gamma ^{152}Eu atau $^{166\text{m}}\text{Ho}$, atau dapat juga digunakan sumber standar campuran. Dari hasil kalibrasi efisiensi kemudian dibuat plot / kurva kalibrasi, efisiensi versus energi gamma. Kurva efisiensi ini sangat menentukan pada hasil cacah zat radioaktif selanjutnya, sehingga pada penentuan luas puncak serapan total dan cacah latar setiap energi gamma perlu ketelitian dan keakuratan agar kualitas hasil pengukuran yang diperoleh dapat dipertanggung jawabkan.

Pada penelitian ini akan dilakukan penentuan luas puncak serapan total

energi gamma dari sumber standar multi gamma ^{152}Eu untuk kalibrasi efisiensi spektrometer gamma menggunakan metode statistik dan perangkat lunak Genie 2000. Hasil dari pengukuran nilai efisiensi menggunakan metode statistik dibandingkan dengan hasil yang diperoleh dari perangkat lunak Genie 2000 untuk masing-masing energi gamma. Kurva kalibrasi efisiensi menggunakan kedua metode tersebut dibandingkan untuk mengukur sumber ^{133}Ba hasil interkomparasi Asia Pasifik Metrology Programme (APMP).

II. DASAR TEORI

Sebelum dilakukan pengukuran radioaktivitas sumber radionuklida atau cuplikan menggunakan sistem pencacah spektrometer gamma, sistem pencacah tersebut harus dilakukan kalibrasi terlebih dahulu. Untuk analisis kuantitatif biasanya dilakukan kalibrasi efisiensi yang merupakan plot / kurva antara efisiensi dan energi sinar gamma. Kurva kalibrasi efisiensi ini dibuat dengan cara

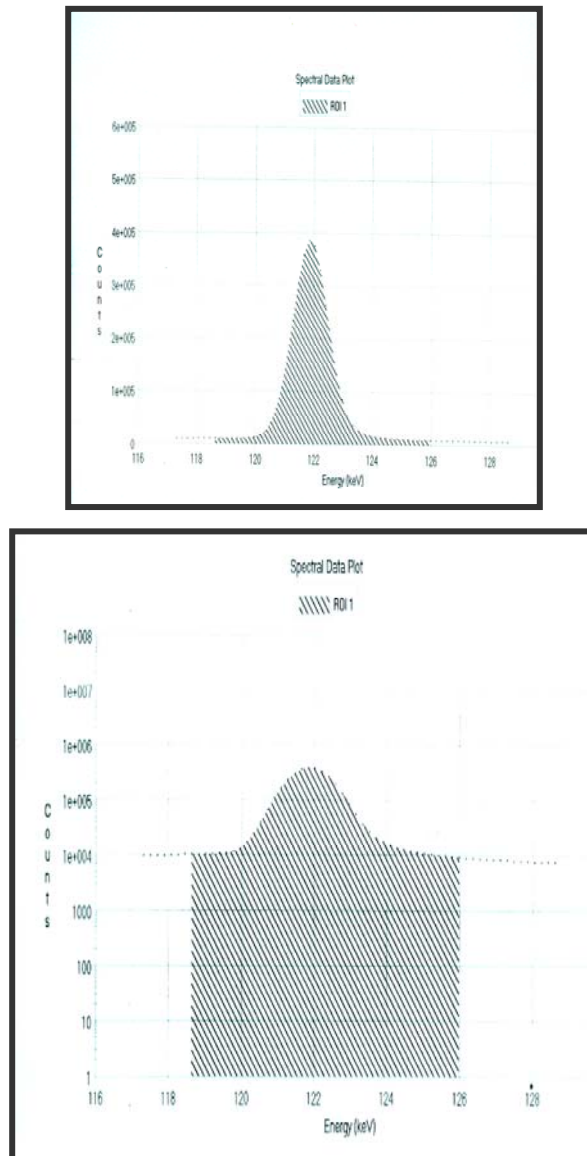
melakukan pengukuran efisiensi dari energi rendah sampai tinggi, biasanya digunakan sumber standar multi gamma seperti ^{166m}Ho , ^{152}Eu atau sumber standar campuran ^[1]. Kualitas kalibrasi efisiensi sangat mempengaruhi hasil pengukuran, sehingga ketelitian dan keakuratan pada pembuatan kurva kalibrasi efisiensi sangat penting. Ketelitian dan keakuratan pada pembuatan kurva kalibrasi ini sangat bergantung pada penentuan luas puncak serapan total setiap spektrum energi sinar gamma. Penentuan luas puncak spektrum ini akan menentukan harga laju cacah (cps). Selain itu perhitungan pada penentuan cacah latar juga sangat berpengaruh pada harga laju cacah sebenarnya. Untuk menentukan luas puncak serapan total dari energi gamma dapat dilakukan dengan berbagai macam metode antara lain ^[2]:

1. Metode langsung.
2. Metode statistik dan
3. Metode kuadrat terkecil.

Metode langsung biasanya menggunakan perangkat lunak yang diinstal oleh pabrik pada sistem spektrometer gamma, metode ini lebih cocok digunakan untuk kegiatan pengukuran yang tidak memerlukan ketelitian yang tinggi, karena

ketidakpastian pengukuran $\pm 2,5 - 5\%$. Untuk kegiatan pada bidang standarisasi yang memerlukan tingkat ketelitian yang tinggi, salah satu kesulitan yang dihadapi pada metode langsung ini adalah ketelitian, keakuratan dan konsistensi pada penentuan luas puncak spektrum tenaga gamma, karena ketidakpastian dalam menentukan batasan luasan spektrum. Hal ini terjadi karena penempatan batas spektrum yang membatasi luasan yang akan ditentukan sangat tergantung pada pengamatan operator yang sangat subyektif, sehingga hasil pengukuran akan berbeda antara operator satu dengan yang lain. Pada sistem pencacah spektrometer gamma menggunakan detektor Germanium Kemurnian Tinggi (HPGe) milik PTKMR untuk pencacahan menggunakan metode langsung ini telah dilengkapi dengan dengan perangkat lunak *Genie 2000*.

Pada Gambar 1. disajikan ilustrasi penentuan luas puncak spektrum gamma menggunakan perangkat lunak *Genie 2000*, terlihat penentuan titik kaki kiri dan kanan yang membatasi spektrum sangat tidak pasti, tergantung pada operatornya.

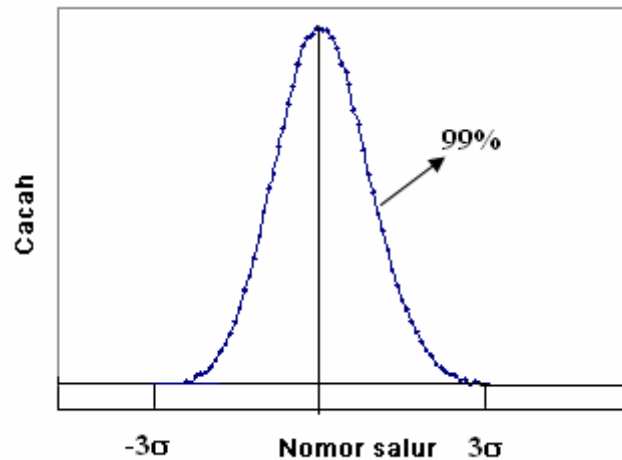


Gambar 1. Spektrum dari perangkat lunak Genie 2000

Untuk mengatasi ketidakpastian pada penentuan luas puncak dengan metode langsung para pakar spektrometri mengembangkan metode statistik. Metode ini lebih realistis dibandingkan metode langsung, karena penentuan luas puncak spektrum didasarkan pada data secara obyektif tidak terpengaruh oleh operator lagi. Menurut K Debertain (1988)

spektrum gamma merupakan kurva agihan normal (agihan Gauss), 99% luasan di bawah kurva agihan Gauss terletak pada daerah yang dibatasi oleh $\pm 3\sigma$ dari *Gaussian mean* seperti disajikan pada Gambar 2 [2]. Harga σ dapat ditentukan dengan persamaan :

$$\sigma = \frac{FWHM}{2,355} \dots\dots\dots (1)$$



Gambar 2. Luasan agihan Gauss pada $\pm 3\sigma$ dari X_0

Pada proses pencacahan, hasil cacah juga mendapat sumbangan dari cacah latar. Penentuan cacah latar ditentukan pada jangkau $\pm (5\sigma - 8\sigma)$ dari X_0 . Agar didapatkan ketelitian yang tinggi maka diperlukan minimal 6 salur utuh yang tercakup dalam FWHM. Untuk perhitungan jumlah salur $1,5\sigma$; 3σ ; 5σ dan 8σ hasil perkaliannya selalu dibulatkan ke atas. Hasil cacah net merupakan hasil cacah pada puncak dikurangi dengan cacah latar.

III. BAHAN, ALAT DAN TATA KERJA

Bahan dan Alat

1. Sistem pencacah spektrometer gamma detektor HPGe GC 1018 buatan Canberra

2. High Voltage Supply TC 950 buatan Tennelec
3. Amplifier 2022 buatan Canberra
4. Multiport II buatan Canberra
5. Osiloskop
6. Software Genie 2000 buatan Canberra
7. Sumber standar ^{152}Eu LMRI
8. Sumber standar ^{133}Ba Amersham
9. Timbangan semimikro Mettler H54R.
10. Radionuklida ^{133}Ba .

Tata Kerja

Kalibrasi efisiensi

Kalibrasi efisiensi sistem pencacah spektrometer gamma dilakukan dengan menggunakan sumber standar multigamma ^{152}Eu buatan LMRI Perancis. Perhitungan luas puncak

serapan total dihitung menggunakan dua metode :

1. Metode langsung menggunakan perangkat lunak dari “Genie 2000“, luas puncak serapan total setiap spektrum gamma dihitung dengan batasan ± 5 salur dari kaki kiri dan kanan spektrum. Nilai net area dapat secara langsung dilihat pada perangkat lunak Genie tersebut, sehingga kurva kalibrasi efisiensi dapat dibuat.
2. Metode statistik, luas puncak serapan totalnya dihitung berdasarkan dari keluaran data spektrum tiap-tiap nomor salur. Dari data tersebut menentukan posisi X_0 (Gaussian Mean). Setelah itu diperoleh nilai FWHM dan σ dari persamaan (1). Dari sini bisa ditentukan $1,5\sigma$; 3σ ; 5σ dan 8σ .
 - a. Untuk menentukan luas puncak *gross* (integral area), berdasarkan nilai $\pm 3\sigma$ dari X_0 yaitu jumlah cacah pada jangkau tersebut.
 - b. menentukan cacah latar Compton. Dari nilai $\pm(5\sigma$ dan $8\sigma)$ dari X_0 kita mengekstrapolasi garis sampai memotong $X_0 \pm 1,5\sigma$. Hasil perpotongan dari kedua garis tersebut dirata-rata. Hasil rata-rata tersebut dikalikan dengan jumlah nomor salur yang terdapat pada

jangkau $X_0 \pm 3\sigma$. Sehingga cacah latar compton dapat ditentukan.

- c. Menentukan luas puncak *net* (net area) berdasarkan pengurangan dari luas puncak *gross* dan cacah latar compton. Kemudian dari data tersebut dapat dibuat kurva efisiensi versus energi gamma.

Preparasi dan pencacahan sumber ^{133}Ba

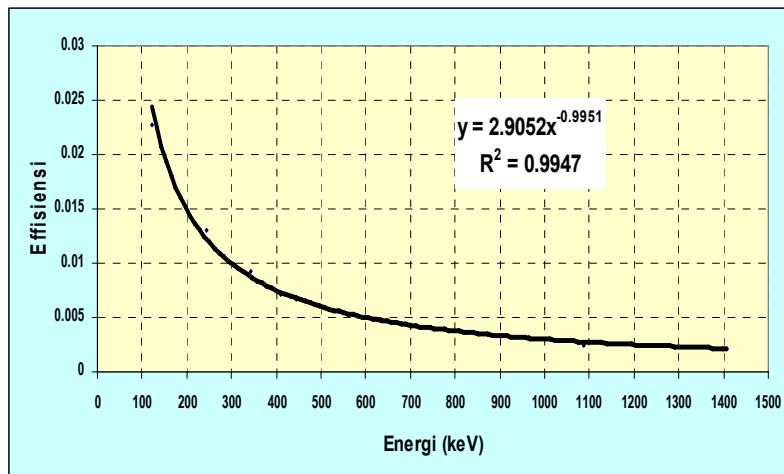
Pembuatan cuplikan sumber ^{133}Ba dalam bentuk padat (titik) atau *point source* pada penyangga sumber milar, sebanyak 15 buah. Berat setiap cuplikan ditentukan secara gravimetri menggunakan timbangan semimikro H54R. Masing-masing sampel mempunyai berat yang bervariasi. Selanjutnya cuplikan sumber tersebut di cacah dengan sistem pencacah spektrometer gamma menggunakan detektor HPGe. Jarak pengukuran antara detektor dan sampel adalah 25 cm. Nilai aktivitas sampel ^{133}Ba ditentukan menggunakan tiga cara yaitu: perbandingan dengan sumber standar ^{133}Ba buatan Amersham, kurva kalibrasi efisiensi dengan perangkat lunak Genie 2000 dan metode statistik. Sampel ^{133}Ba tersebut merupakan radionuklida program interkomparasi dengan APMP. Hasil pengukuran aktivitas sampel ^{133}Ba menggunakan tiga cara tersebut

dibandingkan dengan nilai aktivitas diperoleh dari interkomparasi APMP.

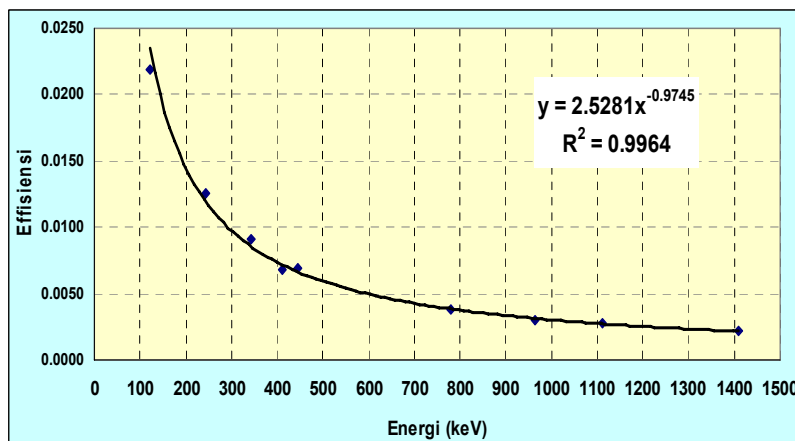
IV. HASIL PEMBAHASAN

Hasil cacah terhadap sumber standar ^{152}Eu LMRI dihitung untuk mendapatkan efisiensi setiap energi gamma. Dari nilai efisiensi tersebut dapat dibuat kurva kalibrasi efisiensi

sebagai fungsi energi gamma. Kurva kalibrasi efisiensi dari penentuan luas puncak serapan total dengan metode langsung menggunakan perangkat lunak Genie 2000 disajikan pada Gambar 3. Sedangkan kurva kalibrasi efisiensi dari penentuan luas puncak serapan total dengan metode statistik disajikan pada Gambar 4.



Gambar 3. Kurva kalibrasi efisiensi menggunakan perangkat lunak Genie 2000



Gambar 4. Kurva Kalibrasi menggunakan metode statistik.

Pada kurva efisiensi menggunakan perangkat lunak Genie 2000 nilai korelasi

r sebesar 0,9947 dan persamaan kurva kalibrasi efisiensi $Y = 2,9052 X^{-0,9951}$.

Sedangkan menggunakan metode statistik nilai korelasi r sebesar 0,9964 dan persamaan kurva kalibrasi efisiensi $Y = 2,5281 X^{-0,9745}$. Nilai efisiensi pada masing-masing energi gamma yang diperoleh dari hasil pengukuran

dibandingkan dengan hasil perhitungan pada energi memberikan perbedaan $\Delta\varepsilon$ relatif kecil berkisar antara 0 – 0,0005. Perbedaan nilai efisiensi dan perbandingan dari nilai tersebut disajikan pada Tabel 1

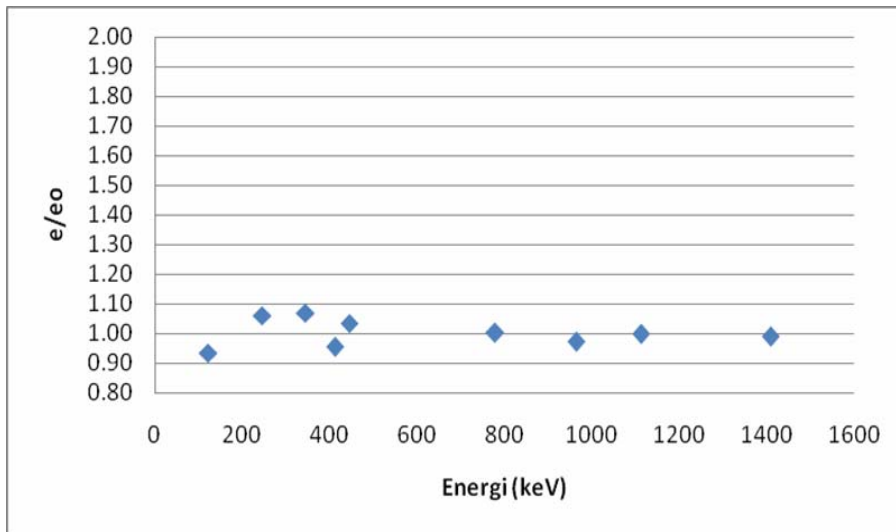
Tabel 1. Perbedaan nilai efisiensi terukur dan perhitungan dengan metode statistik

E (keV)	Efisiensi terukur(ε)	Efisiensi perhitungan (ε_0)	$\Delta\varepsilon$	Perbandingan $\varepsilon/\varepsilon_0$
121,8	0,0230	0,0235	0,0005	0,9787
244,7	0,0122	0,0118	0,0004	1,0339
344,3	0,0088	0,0085	0,0003	1,0353
411,1	0,0070	0,0072	0,0002	0,9722
444,0	0,0068	0,0067	0,0001	1,0149
778,9	0,0038	0,0038	0,0000	1,0000
964,0	0,0031	0,0031	0,0000	1,0000
1112,1	0,0027	0,0027	0,0000	1,0000
1408,1	0,0021	0,0022	0,0001	0,9545

Perbedaan nilai efisiensi yang relatif besar ada pada daerah antara 122,8 – 344,3 keV, nilainya berkisar antara 0.0003 – 0.0005 . Sedangkan pada daerah 344,3 keV ke atas perbedaan nilai efisiensi relatif kecil dengan nilai antara 0 - 0,0003.

Menurut Debertin(1985) pada energi di bawah 300keV kemungkinan adanya

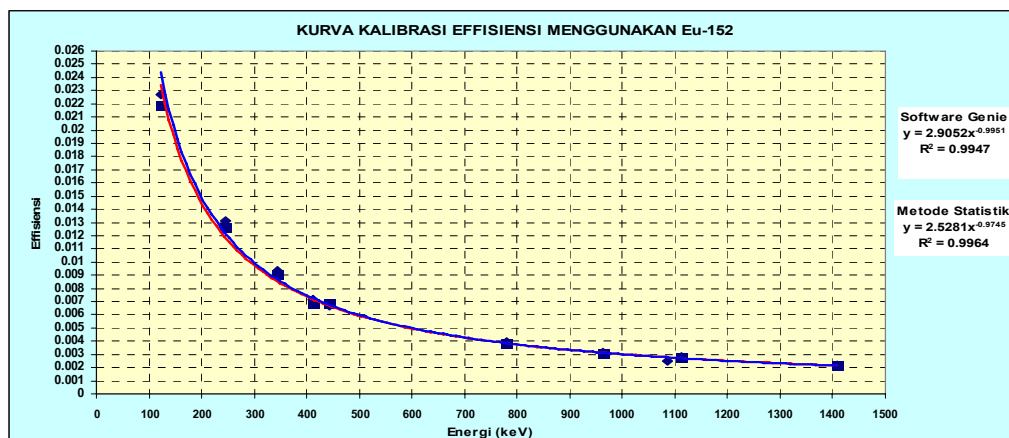
summing effects. Perbandingan nilai efisiensi hasil pengukuran dibandingkan dengan hasil perhitungan cukup baik yaitu antara 0,9545– 1,0353 dan dibuat kurva antara $\varepsilon/\varepsilon_0$ vs energi seperti pada Gambar 5.



Gambar 5. Fungsi ϵ/ϵ_0 sebagai fungsi Energi Gamma

Kurva kalibrasi efisiensi dari penentuan luas puncak serapan total menggunakan pengolahan data dari perangkat lunak Genie 2000 dan metode statistik

menggunakan sumber standar multigamma ^{152}Eu disajikan pada Gambar 6.



Gambar 6. Kurva kalibrasi Efisiensi menggunakan perangkat lunak Genie dan metode statistik

Pada kedua kurva tersebut tampak pada energi di bawah 344 keV, garis tidak saling berhimpitan sehingga terjadi perbedaan nilai efisiensi pada energi tersebut. Pada energi diatas 300 keV

kedua kurva saling berhimpitan. Perbandingan nilai efisiensi yang diperoleh antara menggunakan perangkat lunak Genie dan metode statistik disajikan pada Tabel 2.

Tabel 2. Perbandingan Nilai efisiensi antara software genie dan metode statistik

E (keV)	Yield	Efisiensi		Perbedaan (%)
		Software Genie	Metode Statistik	
121,8	0,284	0,0237	0,0230	-3,0435
244,7	0,075	0,0126	0,0122	-3,2787
344,3	0,266	0,0089	0,0088	-1,1364
411,1	0,022	0,0071	0,0070	-2,0566
444,0	0,031	0,0067	0,0068	1,2724
778,9	0,13	0,0039	0,0038	-2,8187
964,0	0,146	0,0031	0,0031	-0,4183
1112,0	0,136	0,0028	0,0027	-1,8519
1408,1	0,209	0,0022	0,0021	-2,3810

Perbedaan nilai efisiensi masing-masing energi hasil pengukuran menggunakan perangkat lunak Genie 2000 dan metode statistik berkisar antara 0.4183 – 3,2787 %. Perbedaan yang cukup besar terletak pada energi di bawah 300keV.

Untuk menguji ketelitian dan keakuratan hasil pengukuran aktivitas radionuklida maka hasil kalibrasi efisiensi menggunakan perangkat lunak

Genie dan metode statistik digunakan untuk mengukur aktivitas radionuklida ¹³³Ba. Radionuklida ¹³³Ba ini merupakan radionuklida hasil antar banding pengukuran aktivitas yang dikoordinir Asia-Pacific Metrology Programme. Hasil pengukuran aktivitas ¹³³Ba disajikan pada Tabel 3.

Tabel 3. Hasil Pengukuran Aktivitas Sampel ¹³³Ba

Perlakuan	Aktivitas(kBq/g)	Perbedaan dengan APMP (%)
APMP	1841,57 ± 0,44%	
Metode Statistik	1876,165 ± 1,39%	1,879
Software Genie	1882,716 ± 2,23%	2,234
Perbandingan langsung dengan sumber standar ¹³³ Ba	1891,15 ± 3,14%	2,692

Dari tabel di atas terlihat bahwa hasil pengukuran aktivitas radionuklida

Ba-133 menggunakan metode statistik bila dibandingkan hasil pengukuran

APMP mempunyai perbedaan yang kecil yaitu 1,879%. Hasil pengukuran menggunakan metode statistik ini lebih mendekati hasil APMP bila dibandingkan dengan menggunakan perangkat lunak Genie dan perbandingan langsung.

V. KESIMPULAN

Pada penentuan luas puncak serapan total dalam kalibrasi efisiensi menggunakan spektrometer gamma dengan metode statistik, ada beberapa hal yang perlu ditentukan terlebih dahulu, yaitu keluaran data spektrum dari ^{152}Eu yang diukur, menentukan posisi *Gaussian Mean* (x_0), FWHM, 1σ , $1,5\sigma$, 3σ , 5σ , 8σ , luas puncak gross (Integral area), cacah latar compton dan puncak net (net area). Setelah mengetahui net area maka dapat dihitung nilai efisiensi dan dapat dibuat kurva kalibrasi efisiensi sebagai fungsi energi gamma. Perhitungan menggunakan metode statistik memberikan hasil yang cukup baik. Kurva kalibrasi efisiensi mempunyai nilai korelasi r sebesar 0,9964.

Perbandingan hasil pengukuran kurva kalibrasi efisiensi menggunakan metode statistik dan perangkat lunak Genie 2000 memberikan perbedaan berkisar antara 0,4183-3,2787%. Perbedaan pengukuran aktivitas radionuklida ^{133}Ba program interkomparasi APMP menggunakan kurva kalibrasi efisiensi dengan metode statistik, perangkat lunak Genie 2000 dan

perbandingan langsung dengan sumber standar ^{133}Ba Amersham bila dibandingkan dengan pengukuran hasil interkomparasi APMP berturut-turut adalah 1,879%, 2,234% dan 2,692%. Pengukuran aktivitas radionuklida ^{133}Ba dengan spektrometer gamma menggunakan metode statistik mendekati kebenaran dengan hasil APMP, sehingga metode ini perlu dilakukan dalam pengolahan data spektrometer gamma.

DAFTAR PUSTAKA

1. NCRP, A Handbook of Radioactivity Measurements Procedures, National Council on Radiation Protection and Measurements, Report No. 58, November 1978.
2. ICRP Pub. 38, Radionuclide Transformation Energy & Intensity of Emissions, Vol. 11-13, Pergamon Press, Oxford.
3. DEBERTIN, K. AND HELMER, R.G., Gamma and X-Ray Spectrometry With Semiconductor Detector, 1988
4. DEBERTIN, SCHOTZIG, KF WALZ, Efficiency Calibration of Semiconductor Spectrometers Techniques and Accurates ,PTB GERMANY
5. DEBERTIN, International Intercomparison of Gamma-Ray Emission Rate Measurement by Means of Germanium Spectrometers and ^{152}Eu Sources,
6. APMP comparison of the activity measurements of ^{133}Ba (APMP/TCRI 2006)

7. DEBERTIN, A Guide and Instruction for Determining Gamma Ray Emission Rates with germanium
8. PTB, Detector Systems, (1985).
9. SUSETYO, W., Instrumentasi Nuklir II, BATAN

Tanya Jawab :

1. Penanya :

**Pertanyaan : Sugino
(Pusdiklat-BATAN)**

1. Berapa kemampuan optimum sistem pencacah spektrometer gamma ?
2. Berapa kesalahan pengukuran yang diijinkan untuk pengukuran radioaktivitas?

**Jawaban : Hermawan Candra
(PTKMR – BATAN)**

1. Sistem spektrometer gamma optimum untuk pengukuran sumber radioaktif sekitar 1 μ Ci - 5 μ Ci.
2. Untuk tujuan di bidang metrologi radiasi khususnya divisi standardisasi, pengukuran radioaktivitas secara relatif berkisar sampai 3%-4%. Sumbangan kesalahan sangat tergantung pada kesalahan sumber standar yang dipakai.

2. Penanya :

**Pertanyaan : Dadong Iskandar
(PTKMR-BATAN)**

1. Saran: Sebaiknya dalam pengukuran radioaktivitas sistem spektrometer gamma disertai berapa persen kesalahannya ?

**Jawaban : Hermawan Candra
(PTKMR – BATAN)**

1. Kami akan melengkapai data-data nuklir yang menunjang dalam pengukuran radioaktivitas menggunakan sistem spektrometer gamma misalnya, data kesalahan intensitas (yield) radionuklida, efisiensi dan nilai cps (count per second).

3. Penanya :

**Pertanyaan : Wibawa
(PTLR-BATAN)**

1. Dari mana diperoleh data-data keluaran input ?

**Jawaban : Hermawan Candra
(PTKMR – BATAN)**

1. Data-data keluaran input diperoleh dari perangkat lunak Genie, tetapi analisa pengolahan data mengikuti teori statistik

ANALISIS PENDAHULUAN TENORM DENGAN METODE PENGUKURAN GROSS α , β DAN γ

Wijono dan Gatot Wurdianto

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi -BATAN

E-mail : Johnrida@yahoo.com

ABSTRAK

ANALISIS PENDAHULUAN TENORM DENGAN METODE PENGUKURAN GROSS α , β DAN γ . Telah dilakukan pengukuran gross α , β and γ terhadap cuplikan TENORM sebagai langkah awal untuk menganalisa radioaktivitas cuplikan TENORM. Sebanyak empat cuplikan TENORM dengan berat masing-masing ± 2 gr yaitu T1 (kering), T2 (kering), T3 (setengah basah) dan T4 (basah) ditempatkan di dalam *mylar* berdiameter 28 mm dengan ketebalan 2 mm. Kemudian cuplikan diukur dengan Surveimeter Ludlum 3-98 SNR 225012 untuk menentukan gross gabungan α , β dan γ . Selanjutnya cuplikan yang sama diukur dengan sistem pencacah XETEX 560A SNR 46478 untuk menentukan masing-masing gross α dan gross β . Hasil pengukuran menunjukkan bahwa gross gabungan α , β dan γ berkisar antara 0,4386 – 0,9503 Bq/cm². Sedangkan gross α dan β berkisar antara 0,0116 – 0,1243 Bq/cm² dan 0,1447 – 0,5805 Bq/cm². Berdasarkan hasil yang diperoleh terlihat bahwa nilai aktivitas gross α dan β masih berada di bawah nilai aktivitas maksimum tingkat kontaminasi yang direkomendasikan oleh Badan Pengawas Tenaga Nuklir yaitu < 0,37 Bq/cm² untuk α dan < 3,7 Bq/cm² untuk β . Dengan demikian TENORM tersebut masih berada di dalam batas aman untuk para pekerja dan lingkungan.

Kata kunci : TENORM, gross α , gross β dan gabungan gross α , β dan γ

ABSTRACT

PRELIMINARY ANALYSIS OF TENORM USING MEASUREMENT METHOD OF α , β AND γ GROSS. Measurement of α , β and γ gross of TENORM samples as early step for analyzing radioactivity of TENORM samples have been carried out. Four samples of TENORM consisted of T1 (dry), T2 (dry), T3 (rather wet) and T4 (wet) having ± 2 g weight each were placed in mylar having 28 mm diameter and 2 mm width. The samples were measured by using surveymeter Ludlum 3-98 SNR 225012 to determine α , β and γ gross activities. For the next step, the same samples were measured by using Counting System of XETEX 560A SNR 46478 to determine α gross and β gross activities. Measurement results showed that α , β and γ gross combination activities were between 0.4386 – 0.9503 Bq/cm². Meanwhile, α and β gross activities were between 0.0116 – 0.1243 Bq/cm² and 0.1447 – 0.5805 Bq/cm². Based on the results obtained the values of α and β gross activities were still under maximum activity value of contamination level recommended by the Nuclear Energy Regulatory Agency that was < 0.37 Bq/cm² for α gross activity and < 3.7 Bq/cm² for β gross activity. It could be concluded that TENORM was still in safe limit for workers and environment.

Keywords: TENORM, α gross, β gross and combination of α , β and γ gross

I. PENDAHULUAN

Radiasi alam yang biasanya disebut NORM (*Naturally Occuring Radioactive Material*) sudah ada sejak bumi ini terbentuk dan umumnya terdiri dari ^{40}K , ^{226}Ra , ^{232}Th dan ^{238}U yang tersebar dengan nilai aktivitas dan konsentrasi yang berbeda-beda antara daerah satu dengan daerah yang lain. Dalam kegiatan industri, diantaranya industri pertambangan minyak dan gas yang menggunakan sumber radiasi alam, dapat meningkatkan tingkat paparan radiasi dan menambah konsentrasi radioaktivitas alam lain yang disebut TENORM (*Technologically Enhanced Naturally Occuring Radioactive Material*). Di dalam TENORM biasanya terdapat unsur ^{228}Th , ^{230}Th , ^{210}Pb , ^{210}Po , ^{235}U , ^{231}Pa , ^{227}Ac dan ^{228}Ra yang memiliki radioaktivitas alam mendekati batas potensi risiko terhadap kesehatan manusia (efek psikologis) dan lingkungan apabila tidak terkontrol.

Bahan TENORM memiliki bentuk fisik hampir sama dan sulit dibedakan dengan bahan-bahan lain, namun mengandung radioaktif di dalamnya. TENORM dapat menimbulkan radiasi α , β maupun γ dan memiliki peluang bahaya radiasi sesuai nilai/jenis radioaktivitasnya. Berikut akan diteliti mengenai radioaktivitas TENORM yang

merupakan salah satu hasil produk sampingan dari industri pertambangan minyak dan gas. Untuk mengetahui kepastian jenis radioaktivitas dan besaran paparan radiasinya perlu dilakukan pengukuran menggunakan beberapa sistem peralatan ukur radiasi. Sebelum dilakukan pengukuran konsentrasi aktivitas TENORM lebih lanjut (jenis unsur dan radioaktivitasnya) menggunakan spektrometer gamma, maka perlu dilakukan penelitian awal berupa "*Analisis Pendahuluan TENORM dengan Metode Pengukuran Gross Alfa, Beta dan Gamma*".

II. TATA KERJA

Persiapan cuplikan

TENORM yang berasal dari industri minyak dan gas (migas) dicuplik sesuai kondisi di lapangan yaitu kondisi kering 2 buah, setengah basah 1 buah dan basah 1 buah. Selanjutnya dilakukan penimbangan menggunakan Neraca Digital Mettler PM 4600 SNR H63971 sehingga diperoleh berat cuplikan T1 (kering), T2 (kering), T3 (setengah basah) dan T4 (basah) masing-masing 2,00; 2,00; 2,01 dan 2,15 gram. Masing-masing cuplikan tersebut ditempatkan pada milar berdiameter 28 mm (sesuai luas penampang detektor yang akan digunakan) dengan ketebalan 2 mm.

Fasilitas penyimpanan TENORM hasil dari industri pertambangan Migas dan

empat buah cuplikannya ditunjukkan pada Gambar 1.



Gambar 1 Fasilitas penyimpanan TENORM hasil dari industri pertambangan migas dan empat buah cuplikannya (T1, T2, T3 dan T4)

Pengukuran aktivitas gabungan *gross* α , β dan γ

Aktivitas total yang merupakan gabungan α , β dan γ diukur dengan menggunakan surveimeter Ludlum 3-98 SNR 225012 seperti terlihat pada Gambar 2. Pengukuran aktivitas dimulai dengan mencacah latar (*background*) sebanyak 10 kali cacahan. Posisi skala ukur diatur pada skala $\times 0,1$ kCpm (sesuai dengan besar aktivitas latar yang sangat rendah). Selanjutnya dilakukan pencacahan terhadap cuplikan T1 dengan menaikkan skalanya satu tingkat di atasnya (pada skala $\times 1$ kCpm). Pencacahan tersebut dilakukan sebanyak 10 kali cacahan. Dengan cara yang sama dilakukan pencacahan terhadap cuplikan T2, T3 dan T4. Dari hasil pengukuran diperoleh

distribusi cacahan, nilai rerata dan deviasi standar dalam satuan Cpm dan Cps. Dengan memperhitungkan nilai *yield* 1 (*gross*), efisiensi total detektor GM dan sintilasi sebesar 95%, jarak cuplikan ke detektor 2 mm, luas penampang cuplikan dan ketidakpastian alat ukur 10% maka diperoleh nilai aktivitas *gross* gabungan dari cuplikan T1, T2, T3 dan T4 dalam satuan dps/cm² atau Bq/cm².



Gambar 2 Surveimeter Ludlum 3-98
 SNR 225012

Pengukuran aktivitas *gross* α dan β

Pengukuran masing-masing aktivitas *gross* α dan β dilakukan dengan menggunakan sistem pencacah XETEX 560A SNR 46478 seperti terlihat pada Gambar 3. Pengukuran diawali dengan mengatur (*setting*) sistem pencacah XETEX. Posisi *holder* cuplikan yang digunakan diletakkan di dalam sistem pencacah. Pencacahan cuplikan α dan β

dilakukan terpisah walaupun dalam waktu yang bersamaan. Pengaktifan sistem pencacah XETEX 560A dilakukan setelah diperoleh kepastian kestabilan tegangan *power supply* (tersambung stabilizer minimal 500 VA) dan jaringan PLN yang bertegangan $220 \pm 5\%$ Volt. Waktu tunggu kondisi stabil alat diatur selama 30 menit sampai muncul pilihan menu “*Background Count* dan *Push to Count*” pada posisi “*Adjust*”.

Penentuan *setting* awal pencacahan sistem pencacah XETEX 560A pada posisi “*parameters* dan *push to access*” serta proses *setting* sistem pencacah ini tidak menggunakan nomor pin yang tampil secara otomatis pada posisi “*password* dan *push to access*”, sehingga nomor *password* pada posisi nol (0). Semua *setting* sistem pencacah XETEX 560A secara lengkap ditunjukkan dalam tabel berikut.

Tabel Pengaturan *setting* sistem pencacah XETEX 560A

No	Posisi tombol pengaturan	Nilai <i>setting</i>
1	“ <i>count time</i> dan <i>push to access</i> ”	60 second
2	“ <i>high voltage</i> dan <i>push to access</i> ”	level 693 Volt
3	“ <i>alpha threshold</i> dan <i>push to access</i> ”	39,22%
4	“ <i>beta threshold</i> dan <i>push to access</i> ”	30,20%
5	“ <i>AB Crossover</i> dan <i>push to access</i> ”	level 0,109
6	“ <i>BA Crossover</i> dan <i>push to access</i> ”	level 0,024
7	“ <i>Alpha Bkg</i> dan <i>push to access</i> ”	nol (0)
8	“ <i>Beta Bkg</i> dan <i>push to access</i> ”	tujuh koma nol (7,0)
9	“ <i>Meas. Units</i> dan <i>Push to Access</i> ” dan “ <i>Bkg</i> ”	satuan Cpm
10	“ <i>Count Mode Fix Time</i> dan <i>Push to Access</i> ”	“ <i>Range</i> ” 20 mCi
11	“ <i>Averaging period</i> ”	posisi “LONG”



Gambar 3 Sistem Pencacah XETEX 560A SNR 46478

Pengukuran aktivitas gross $\alpha\beta$ diawali dengan mencacah latar (*background*). Posisi tombol aktif pada pencacahan ini diatur pada posisi “*Bkg*” dan jumlah pengulangan pencacahan cuplikan masing-masing α dan β sebanyak 10 kali cacahan. Dari pengukuran ini diperoleh hasil distribusi cacahan latar dalam satuan Cpm. Selanjutnya dilakukan pencacahan cuplikan T1, T2, T3 dan T4 pada posisi tombol aktif “*SpI*”. Dengan melakukan pengulangan pencacahan tiap cuplikan sebanyak 10 kali maka diperoleh 40 distribusi cacahan cuplikan. Kemudian nilai rerata masing-masing aktivitas cuplikan dikurangi dengan cacahan latarnya sehingga diperoleh nilai cacahan cuplikan terkoreksi dalam satuan Cpm. Dengan membagi nilai cacahan cuplikan terkoreksi tersebut dengan waktu cacah cuplikan selama 60 detik, maka diperoleh nilai cacahan cuplikan dalam satuan Cps.

$$A = \frac{C}{Y \cdot \eta \cdot A} \dots\dots\dots (1)$$

dengan :

A = Aktivitas cuplikan (Bq/cm²)

C = Cacahan cuplikan (Cps)

Y = Yield (probabilitas radiasi) ≈ 1

η = Efisiensi detektor (untuk $\alpha = 74,12\%$
dan $\beta = 61,58\%$)

A = Luas penampang cuplikan (cm²)

Dengan demikian diperoleh aktivitas *gross* alfa dan beta dari cuplikan T1, T2, T3 dan T4 masing-masing dalam satuan Bq/cm².

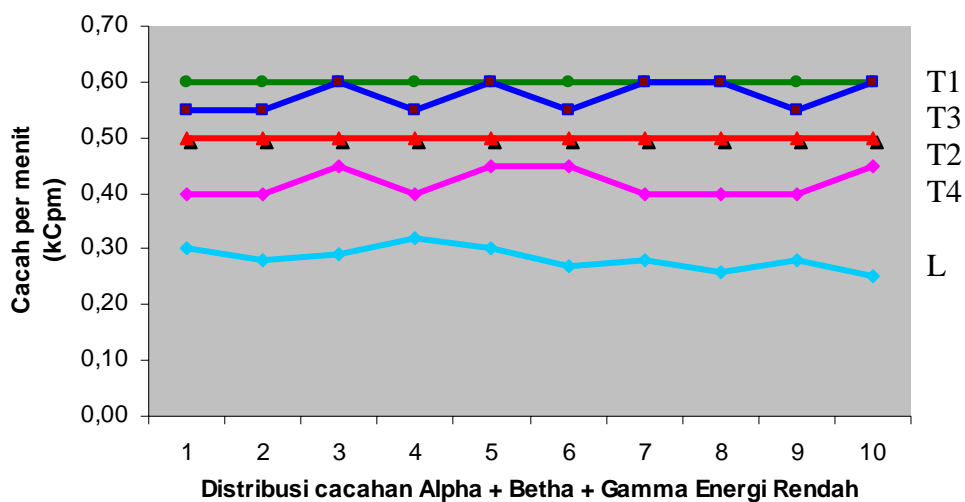
III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Dari pengukuran aktivitas *gross* gabungan α , β dan γ menggunakan surveimeter ludlum 3-98 SNR 225012 diperoleh distribusi nilai cacahan gabungan *gross* α , β dan γ dari cuplikan TENORM (T1, T2, T3 dan T4) beserta cacahan latarnya (L) yang ditunjukkan dalam Gambar 4. Dari gambar tersebut dapat diketahui bahwa urutan aktivitas cuplikan tertinggi hingga cuplikan terendah masing-masing T1, T3, T2 dan T4. Distribusi cacahan pada cuplikan T1 dan T2 terlihat lebih stabil dibandingkan cuplikan T3 dan T4.

Terjadinya perbedaan nilai aktivitas *gross* gabungan α , β dan γ dari cuplikan T1, T2, T3 dan T4 seperti

terlihat pada Gambar 4 adalah disebabkan oleh 2 hal. Pertama disebabkan oleh perbedaan kondisi cuplikan (kering, setengah basah dan basah). Kedua disebabkan oleh perbedaan kandungan radionuklida di dalam cuplikan. Sesuai tujuan penelitian ini hanya sebagai *screening* atau analisis pendahuluan

maka semua cuplikan (T1, T2, T3 dan T4) sebelum diukur tidak dipreparasi terlebih dahulu dengan cara yang sama (homogenisasi). Oleh karena itu untuk memperkuat hasil pengukuran ini selanjutnya dilakukan pengukuran cuplikan menggunakan XETEX 560A.



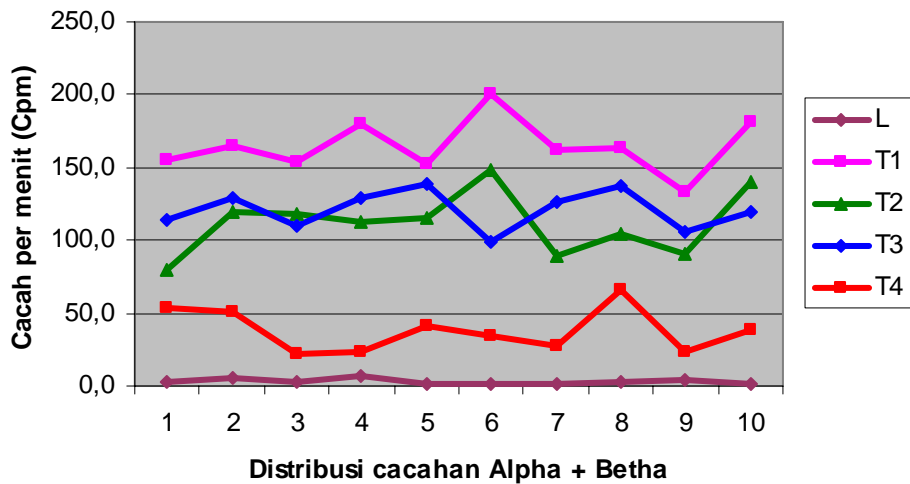
Gambar 4. Grafik distribusi cacahan gabungan α , β dan γ dari cuplikan TENORM (T1, T2, T3 dan T4) dan cacahan latarnya (L).

Dari pengukuran aktivitas *gross* α dan β dengan menggunakan sistem pencacah XETEX 560A SNR 46478 diperoleh distribusi cacahan gabungan Alfa + Beta dari cuplikan TENORM (T1, T2, T3 dan T4) terhadap cacahan latarnya (L). Distribusi cacahan ini ditunjukkan dalam Gambar 5. Dari gambar tersebut dapat diketahui ada beberapa perbedaan karakteristik ukur yang mendasar bila dibandingkan dengan pengukuran sebelumnya menggunakan surveiometer

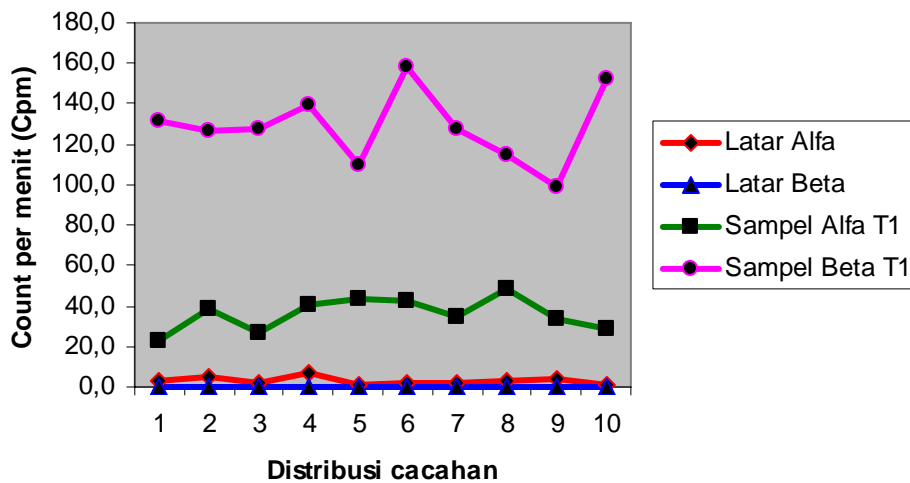
ludlum 3-98. Hasil pencacahan dengan menggunakan pencacah XETEX 560A ini memiliki kontinuitas akuisisi data yang lebih buruk. Namun hasil cacahan latarnya lebih kecil, khususnya untuk cacah latar *gross* beta (sama dengan nol). Sebagai contoh ditampilkan hasil pencacahan untuk cuplikan T1 seperti yang ditunjukkan dalam Gambar 6. Perbandingan dari cuplikan T2, T3 dan T4 juga memiliki nilai yang hampir sama seperti pada cuplikan T1 tersebut. Hal ini menunjukkan bahwa cuplikan TENORM

tersebut memang benar-benar memiliki tingkat radioaktivitas tertentu karena nilai

cacahan cuplikannya cukup besar bila dibandingkan dengan cacahan latar.



Gambar 5 Grafik distribusi cacahan gabungan α dan β dari cuplikan TENORM dan cacahan latarnya



Gambar 6 Grafik distribusi cacah latar $\alpha\beta$ dan cuplikan T1 Hasil dari pencacahan menggunakan XETEX 560A

Hasil proses pencacahan cuplikan aktivitas *gross* α dan β yang menggunakan sistem pencacah XETEX 560A adalah sebagai koreksi untuk menentukan nilai aktivitas *gross* γ . Untuk pengukuran aktivitas suatu

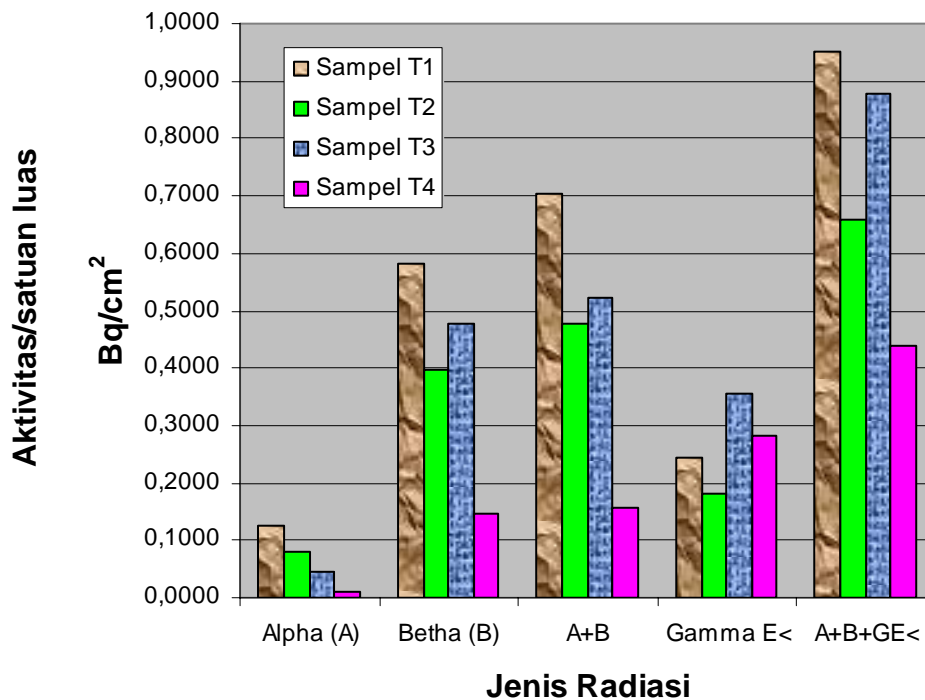
cuplikan radioaktif α dan β biasanya dibuat dengan ukuran ketebalan cuplikan yang tipis (0,5 mm) untuk menjaga agar nilai efisiensi agar tetap tinggi. Namun untuk pengukuran aktivitas α dan β ini dilakukan dengan ketebalan cuplikan

yang lebih besar hampir tiga kali lipatnya. Hal ini dilakukan sesuai keperluan analisis konsentrasi aktivitas *gross* dari TENORM yang bertujuan untuk memprediksi potensi bahaya radiasi secara langsung baik interna maupun eksterna bagi pekerja radiasi yang memang pada saat itu sedang menangani TENORM tersebut. Namun untuk pengukuran cuplikan yang memiliki ketelitian lebih tinggi dan menggunakan perlakuan khusus terhadap cuplikan akan dilakukan pada penelitian lebih lanjut sekaligus dengan menganalisis konsentrasi aktivitas di beberapa tingkat energi gama (lengkap dengan konfigurasi spektrum pada spektrometer gamma).

Dari hasil pencacahan aktivitas menggunakan sistem pencacah XETEX 560A dan surveimeter ludlum 3-98 dapat dibuktikan bahwa dominasi cacah latar sebagian besar adalah berasal dari radiasi gamma. Hal ini diketahui dari selisih hasil cacahan latar antara surveimeter ludlum 3-98 dengan sistem pencacah XETEX 560A yang masing-masing memiliki perbedaan karakteristik

detektor. Detektor pada surveimeter ludlum 3-98 dapat mengidentifikasi gabungan radiasi α , β dan γ . Sedangkan detektor pada sistem pencacah XETEX 560A hanya dapat mengidentifikasi α dan β . Dalam hasil pengukuran ini juga menunjukkan posisi urutan aktivitas cuplikan tertinggi hingga cuplikan terendah masing-masing T1, T3, T2 dan T4 adalah sama terhadap pengukuran sebelumnya. Namun bila dibandingkan cacahan latar (L), maka aktivitas ke empat cuplikan tersebut memiliki nilai jauh lebih besar dibanding cacahan latarnya.

Dari analisis hasil pengukuran TENORM di atas yang menggabungkan hasil pengukuran menggunakan surveimeter ludlum 3-98 (aktivitas *gross* α , β dan γ) dengan sistem pencacah XETEX 560A (aktivitas *gross* α dan β) maka diperoleh nilai masing-masing konsentrasi aktivitas *gross* α , β dan γ -nya. Dengan melakukan kalkulasi aktivitas konversi ke satuan Bq/cm² maka diperoleh hasil pencacahan seperti yang ditunjukkan pada Gambar 7.



Gambar 7 Grafik konsentrasi aktivitas *gross* α , β dan γ cuplikan TENORM

Gambar 7 memperlihatkan perbandingan konsentrasi aktivitas *gross* α , β dan perkiraan γ dari TENORM dalam satuan Bq/cm². Dari pengukuran aktivitas *gross* menggunakan surveimeter ludlum 3-98 diperoleh hasil cacahan gabungan alfa, beta dan gamma yang belum diketahui perbandingan konsentrasi masing-masing jenis radiasinya. Dengan diketahui konsentrasi aktivitas *gross* alfa dan beta dari pengukuran menggunakan sistem pencacah XETEX 560A, maka konsentrasi aktivitas *gross* gamma energi rendahnya dapat diketahui. Konsentrasi aktivitas *gross* gabungan alfa, beta dan

gamma (Bq/cm²) ini digunakan sebagai dasar untuk menentukan langkah-langkah penanganan yang paling aman dan selamat terhadap TENORM. Seperti diketahui bahwa nilai batas maksimum kontaminasi permukaan berdasarkan SK Bapeten No.17/Ka Bapeten/IV-01 adalah 0,37 Bq/cm² (α) dan 3,7 Bq/cm² (β). Dengan demikian konsentrasi aktivitas cuplikan TENORM yang ada di Fasilitas Penyimpanan Limbah TENORM PTKMR-BATAN masih dalam batas yang aman bagi pekerja radiasi dan lingkungan.

IV. KESIMPULAN

Pada penelitian ini telah berhasil dilakukan *screening* atau analisis pendahuluan terhadap suatu cuplikan TENORM yang berasal dari suatu industri minyak dan gas menggunakan surveimeter Ludlum 3-98 SNR 225012 dan XETEX 560A SNR 46478. Dari hasil analisis diperoleh bahwa gross α dan β dari TENORM masih berada di bawah nilai batas maksimum kontaminasi sesuai rekomendasi BAPETEN (SK Ka Bapeten No. 17/Ka-BAPETEN/IV-01) yaitu α ($< 0,37 \text{ Bq/cm}^2$) dan β ($< 3,7 \text{ Bq/cm}^2$). Hal ini menunjukkan bahwa TENORM tersebut masih dalam kategori aman untuk pekerja dan lingkungan.

DAFTAR PUSTAKA

1. PERATURAN PEMERINTAH, *Keselamatan Radiasi Pngion dan Keamanan Sumber Radioaktif*, Peraturan Pemerintah Republik Indonesia (PP) No. 33 Tahun 2007, Jakarta 2007
2. IAEA, *Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance*, International Atomic Energy Agency, Safety Series No. RS-G-1.7 (DS161), 2004
3. IAEA, *International Basic Safety Standards (BSS) for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources*, International Atomic Energy Agency Safety Series No. 115, Vienna, 1996

4. NICHOLAS TSOULFANIDIS, *Measurements Procedures*, NCRP Report No.58, I edition, 1978
5. BEPETEN, *Keputusan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor : 17/Ka-BAPETEN/IV-01*, Jakarta, 2001.

Tanya Jawab :

1. Penanya :

**Pertanyaan : Asep Aarsona
(PTKMR-BATAN)**

1. Mohon penjelasan metode pengambilan sampel cuplikan ?
2. Mohon penjelasan mengapa hasil pengukuran gross β lebih tinggi dari gross α , padahal TENORM tersebut mengandung radionuklida alam seperti ^{228}Th ?
3. Apakah sudah dikonfirmasi dengan data pengukuran paparan awal di tempat asal TENORM ?

**Jawaban : Wijono
(PTKMR – BATAN)**

1. Cuplikan diambil dari empat macam TENORM yang berbeda dengan ketebalan/ berat 2 mm / 2 gram sesuai keperluan untuk analisis pendahuluan.
2. Hasil pengukuran gross β lebih besar dari gross α , sedangkan TENORM tersebut mengandung ^{228}Th . Hal ini berdasarkan pengukuran untuk mengetahui penyebabnya akan dilakukan pengukuran lebih lanjut menggunakan spektrometer $-\gamma$, sehingga dapat diketahui unsur-unsur lain selain ^{228}Th .
3. Hasil pengukuran tidak dikonfirmasi dengan data pengukuran paparan awal, hal ini

dilakukan sesuai dengan keperluan untuk menghitung probabilitas potensi bahaya radiasi α , β , γ yang waktu itu sedang mengerjakannya.

2. Penanya :

**Pertanyaan : Neneng L.R
(PATIR-BATAN)**

1. Cuplikan yang digunakan berasal dari daerah industri dimana ?
2. Apakah sama hasilnya bila berasal dari daerah industri lain ?
3. Bila berbeda faktor apa saja penyebabnya ?

**Jawaban : Wijono
(PTKMR – BATAN)**

1. Cuplikan diambil dari industri Migas.
2. Bila diambil dari daerah lain maka hasilnya kemungkinan besar akan berbeda, sesuai dengan jenis industri / jenis dan tingkat radioaktivitas bahan yang digunakan.
3. Faktor yang menyebabkan perbedaan adalah :
 - Faktor tempat atau geologi.
 - Jenis industri besar atau kecil.
 - Besar kecilnya zat radioaktif yang digunakan.

3. Penanya :

**Pertanyaan : Riau Amorino
(PTKM-BATAN)**

1. Bagaimana cara mencuplik sampel, apakah sudah sesuai dengan prosedur pengambilan sampel yang ada di PTKMR?

**Jawaban : Wijono
(PTKMR – BATAN)**

1. Sampel dicuplik sesuai kondisi di lapangan yaitu kondisi kering 2 buah, setengah basah 1 buah dan basah 1 buah, pencuplikan sampel tidak menggunakan prosedur baku pengambilan sampel mengingat keperluan analisis bersifat pendahuluan.

PENENTUAN ^{40}K DAN ^{137}Cs DALAM SAMPEL RUMPUT PADA SAMPEL UJI PROFISIENSI IAEA TAHUN 2006

Wahyudi, Kusdiana dan Asep Setiawan

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi – BATAN

ABSTRAK

PENENTUAN ^{40}K DAN ^{137}Cs DALAM SAMPEL RUMPUT PADA SAMPEL UJI PROFISIENSI IAEA TAHUN 2006. Telah dilakukan penentuan ^{40}K dan ^{137}Cs dalam sampel rumput pada sampel uji profisiensi IAEA tahun 2006. Tujuan dari uji profisiensi ini adalah untuk mengetahui kinerja laboratorium peserta dalam melakukan analisis ^{40}K dan ^{137}Cs dalam sampel rumput. Sampel rumput yang diterima dari IAEA diverifikasi untuk mengetahui kebenaran dokumen dan kondisi sampel. Sampel rumput diambil sebanyak $(59,84 \pm 0,30)$ gram, kemudian ditempatkan dalam vial diameter 57 mm dan tinggi 50 mm. Sampel diukur menggunakan spektrometer gamma yang dilengkapi dengan detektor HPGe model GEM-25185 buatan Ortec. Setelah dilakukan pengukuran sampel rumput ditentukan kadar airnya dengan dioven pada suhu 105°C selama 24 jam dan diperoleh kadar uap air sebesar 7,0 %. Hasil analisis sampel rumput dikirim ke IAEA melalui pos. Dari hasil evaluasi IAEA terhadap sampel diperoleh bahwa ^{40}K dan ^{137}Cs memenuhi kriteria uji profisiensi.

Kata kunci : ^{40}K dan ^{137}Cs , uji profisiensi, sampel rumput.

ABSTRACT

DETERMINATION OF ^{40}K AND ^{137}Cs IN THE GRASS SAMPLE ON THE IAEA PROFICIENCY TEST SAMPLE IN 2006. Determination of ^{40}K and ^{137}Cs in the grass sample on the IAEA proficiency test sample in 2006 had been carried out. The aim of this proficiency test was to obtain the performance of the participant laboratory to analyze the ^{40}K and ^{137}Cs in the grass sample. The grass sample received from IAEA was checked to know the sample condition and the document. The sample weighted (59.84 ± 0.30) gram was placed to the vial seized 57 mm diameter and 50 mm height. The sample was counted by using the gamma spectrometer connected to HPGe detector GEM-25185 model made by Ortec. After the measurement, the sample was determined its moisture content by heating using oven at 105°C for 24 hours and the value of moisture content was 7.0 %. Result of the grass sample analyzed was sent to the IAEA by post. From evaluation result of the sample by the IAEA was obtained that ^{40}K and ^{137}Cs have fulfilled the proficiency test criteria.

Key words : ^{40}K and ^{137}Cs , proficiency test, grass sample.

I. PENDAHULUAN

Fasilitas nuklir pada kondisi normal maupun kecelakaan akan melepaskan hasil fisi ke lingkungan diantaranya ^{137}Cs . Radionuklida ini apabila terlepas dari fasilitas nuklir akan masuk ke komponen lingkungan melalui

udara, kemudian terdeposisi ke tanah dan air. Radionuklida tersebut akan masuk ke tubuh manusia secara langsung maupun tidak langsung melalui rantai makanan. Radionuklida yang terdeposisi di tanah akan terserap oleh tanaman atau rumput. Kemudian rumput dimakan ternak dan

selanjutnya hasil ternak dikonsumsi oleh manusia.

Rumput merupakan salah satu komponen penting dalam lingkungan, sebab rumput dapat tumbuh di sela-sela tanaman maupun di tanah lapang. Karena keberadaan rumput tersebut maka rumput sering digunakan sebagai bio-indikator dalam suatu fasilitas nuklir. Untuk meningkatkan kesuburan tanah, petani umumnya menggunakan pupuk kimia yang dalam komposisinya terdapat unsur kalium. Rumput digunakan sebagai makanan ternak terutama untuk sapi, kerbau dan kambing. Oleh sebab itu keberadaan suatu radionuklida dalam rumput menjadi indikator utama penyebaran suatu radionuklida dalam tanaman.

Radionuklida ^{40}K adalah radionuklida alam yang banyak terikat pada biota maupun tumbuhan. Keberadaan ^{40}K dan komponen lain dalam tanaman bervariasi tergantung kondisi geologi alam tempat tumbuhnya rumput serta penggunaan pupuk dalam sistem pertanian. Pada sistem pertanian yang banyak menggunakan pupuk kimia maka kandungan ^{40}K akan lebih banyak dibandingkan dengan yang menggunakan pupuk organik.

Untuk menentukan ^{40}K dan ^{137}Cs dalam sampel rumput digunakan

spektrometer gamma yang dilengkapi dengan detektor Germanium kemurnian tinggi (HPGe). Alat tersebut secara rutin digunakan untuk melakukan kegiatan penelitian berbagai sampel lingkungan.

Laboratorium Keselamatan, Kesehatan dan Lingkungan atau biasa disebut Lab. KKL pada Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi BATAN mempunyai tugas pokok melakukan pengukuran radioaktivitas lingkungan. Untuk mengetahui kinerja laboratorium dalam melakukan pengukuran radioaktivitas lingkungan maka Lab. KKL ikut sebagai peserta uji profisiensi yang diadakan oleh IAEA. Hasil kegiatan ini dapat digunakan sebagai salah satu data pendukung sebagai laboratorium yang telah menerapkan sistem mutu ISO/IEC 17025, 2005^[1]. Selain itu hasil lainnya dapat digunakan untuk mengetahui kemampuan laboratorium ketika menentukan konsentrasi suatu radionuklida dalam sampel lingkungan agar diperoleh hasil yang lebih akurat.

Makalah ini menguraikan tentang penentuan radionuklida ^{40}K dan ^{137}Cs dalam sampel rumput menggunakan Spektrometer gamma yang dilengkapi dengan detektor HPGe.

II. TEORI

Spektrometer gamma yang dilengkapi dengan detektor HPGe biasa digunakan untuk menganalisis radionuklida pemancar gamma di dalam sampel lingkungan. Penggunaan jenis detektor HPGe ini karena dapat memisahkan spektrum energi gamma yang berdekatan dengan resolusi sekitar 2,0 keV FWHM (lebar setengah tinggi puncak) untuk radionuklida ^{60}Co pada energi 1332,50 keV. Nilai FWHM semakin kecil menunjukkan kemampuan detektor semakin baik dalam memisahkan spektrum dari radiasi gamma yang ditangkap oleh detektor [2-4].

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 bersifat spesifik, maka hal ini yang digunakan sebagai dasar dalam analisis baik kualitatif maupun kuantitatif. Akuisisi pada spektrometer gamma dapat melakukan kalibrasi energi. Sedangkan kalibrasi efisiensi diperlukan untuk menentukan efisiensi pencacahan pada suatu energi atau untuk suatu

rentang energi tertentu. Berdasarkan kalibrasi efisiensi ini dilakukan analisis radionuklida secara kuantitatif.

Konsentrasi zat radioaktif dalam sampel pada pengukuran dengan sistem spektrometer gamma ditentukan dengan persamaan sebagai berikut [4,5] :

$$C_{Sp} = C_{avg} \pm U_T \dots\dots\dots (1)$$

dengan :

C_{Sp} adalah konsentrasi radionuklida dalam sampel terkoreksi (Bq/kg)

C_{avg} adalah konsentrasi radionuklida dalam sampel rata-rata (Bq/kg)

U_T adalah ketidakpastian pengukuran (Bq/kg)

$$C_{avg} = \frac{n_s - n_B}{\epsilon_\gamma \cdot p_\gamma \cdot W_{Sp}} \dots\dots\dots (2)$$

dengan :

n_s adalah laju cacah sampel (cps)

n_B adalah laju cacah latar (cps)

ϵ_γ adalah efisiensi pada energi gamma teramati (%)

p_γ adalah *yield* dari energi gamma teramati (%)

W_{Sp} adalah berat sampel (kg)

$$U_T = C_{avg} \cdot \sqrt{u_N^2 + u_B^2 + u_\epsilon^2 + u_p^2 + u_w^2} \dots\dots\dots (3)$$

dengan :

u_N adalah ketidakpastian pencacahan sampel (%)

u_B adalah ketidakpastian pencacahan latar (%)

u_ε adalah ketidakpastian efisiensi pada energi teramati (%)

u_p adalah ketidakpastian kelimpahan (%)

u_w adalah ketidakpastian berat sampel (%).

Untuk memudahkan perhitungan ketidakpastian (*uncertainty*) pengukuran, maka satuan ketidakpastian dinyatakan dalam prosen, sedangkan untuk penulisan dalam data dinyatakan sesuai dengan satuan nilai rata-rata.

Hasil pengukuran yang dilakukan oleh laboratorium peserta dengan nilai yang ditentukan oleh IAEA terdapat perbedaan relatif (*Relative Bias*). Untuk mengetahui besarnya perbedaan nilai aktivitas radionuklida yang diperoleh, digunakan persamaan sebagai berikut [7] :

$$Relative\ Bias = \frac{C_{KKL} - C_{IAEA}}{C_{IAEA}} \cdot 100\% \dots\dots\dots (4)$$

dengan :

Relative Bias adalah perbedaan nilai aktivitas Lab. KKL dengan IAEA (%)

C_{IAEA} adalah nilai aktivitas dari IAEA (Bq/kg)

C_{KKL} adalah aktivitas hasil pengukuran laboratorium peserta (Bq/kg)

Untuk dapat diterima dalam uji profisiensi ini maka hasil evaluasi pada

penentuan ^{40}K dan ^{137}Cs harus memenuhi kriteria nilai benar (*trueness*) maupun nilai presisi (P). Besarnya nilai benar $A_1 \leq A_2$, dengan nilai A_1 adalah nilai mutlak perbedaan pengukuran antara laboratorium peserta dengan IAEA, sedangkan nilai A_2 adalah akar jumlah kuadrat dari nilai ketidakpastian peserta dan IAEA dikalikan dengan suatu koefisien nilai *U-test* untuk uji profisiensi ini sebesar 2,58. Secara matematis penentuan nilai benar dapat ditulis menggunakan persamaan sebagai berikut [7] :

$$A_1 = |C_{KKL} - C_{IAEA}| \text{ dan} \\ A_2 = 2,58 \sqrt{U_{IAEA}^2 + U_{KKL}^2} \dots\dots\dots (5)$$

Nilai presisi untuk analisis sampel lingkungan bervariasi dari 10% sampai 25% [8], sedangkan nilai presisi untuk dapat memenuhi kriteria pada penentuan ^{40}K dan ^{137}Cs dalam sampel rumput adalah $P \leq 15\%$ [8], besarnya nilai P ditentukan berdasarkan persamaan sebagai berikut [7] :

$$P = \sqrt{\left(\frac{U_{IAEA}}{C_{IAEA}}\right)^2 + \left(\frac{U_{KKL}}{C_{KKL}}\right)^2} \cdot 100\% \dots\dots\dots (6)$$

III. TATA KERJA

Bahan dan Peralatan

Bahan yang dianalisis berupa sampel rumput yang ditempatkan dalam wadah botol plastik dikirim oleh IAEA ke Lab. KKL. Bahan lain yang digunakan adalah sumber standar gamma campuran dalam matrik rumput yang ditempatkan dalam wadah vial dengan diameter 57 mm dan tinggi sampel 50 mm. Peralatan yang digunakan adalah spektrometer gamma yang dilengkapi dengan detektor HPGe model GEM-25185 buatan Ortec dengan efisiensi relatif 27 %. Spektrometer gamma dikalibrasi dengan sumber standar campuran yang mempunyai geometri sama dengan sampel. Sumber standar tersebut dibuat dari sampel uji profisiensi IAEA tahun 2004 dalam bentuk cair yang dicampurkan secara homogen dengan matrik rumput. Radionuklida yang terdapat dalam sumber standar tersebut terdiri dari ^{54}Mn , ^{60}Co , ^{65}Zn , ^{109}Cd , ^{133}Ba , ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{210}Pb , dan ^{241}Am . Peralatan lain adalah neraca analitis, oven, cawan porselin, *desikator*, dan *vial* diameter dalam 57 mm dengan tinggi 70 mm.

Metodologi

Sampel rumput yang diterima dari IAEA sebanyak 100 gr diperiksa kondisinya untuk memastikan kesesuaian dengan dokumen dan tidak terjadi cacat. Kemudian sampel tersebut diambil

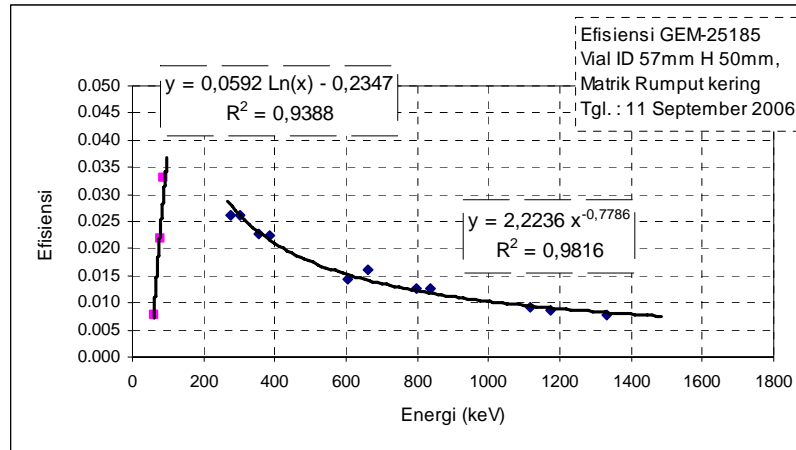
sebanyak $(59,84 \pm 0,30)$ gram lalu dimasukkan ke dalam vial berdiameter 57 mm, tinggi sampel sampai batas 50 mm. Konsentrasi ^{40}K dan ^{137}Cs dalam sampel dicacah menggunakan spektrometer gamma yang dioperasikan dengan perangkat lunak *Maestro for Windows* selama 61200 detik. Hasil pencacahan sampel berupa spektrum sehingga nilai cacahan untuk ^{40}K dihitung pada puncak energi 1460,75 keV dan ^{137}Cs pada puncak energi 661,66 keV.

Setelah dilakukan pengukuran, sampel ditentukan kandungan airnya dengan cara dipanaskan di dalam oven pada suhu 105°C selama 24 jam. Kemudian sampel dimasukkan ke dalam *desikator* untuk pendinginan serta menghindari terserapnya uap air ke dalam sampel. Selanjutnya sampel ditimbang sebagai berat kering dan diperoleh berat $(55,65 \pm 0,28)$ gr. Nilai kadar air yang diperoleh dalam sampel rumput ini sebesar 7,0 % dari berat awal. Kadar air ditentukan setelah sampel diukur untuk mendeteksi adanya radionuklida yang mempunyai waktu paro pendek pada saat pengukuran. Konsentrasi ^{40}K dan ^{137}Cs dihitung menggunakan persamaan 1-3 berdasarkan berat kering. Hasil penentuan konsentrasi ^{40}K dan ^{137}Cs yang dilakukan Lab. KKL dikirim ke IAEA melalui pos untuk dievaluasi.

IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil kalibrasi efisiensi sistem spektrometer gamma detektor HPGe

model GEM-25185 disajikan pada Gambar 1.



Gambar 1. Kalibrasi efisiensi sistem spektrometer gamma detektor HPGe Ortec Model GEM-25185 untuk matrik rumput dalam wadah vial.

Dari besarnya nilai koefisien korelasi (R^2), dapat dikatakan kurva efisiensi mempunyai koefisien korelasi yang baik dengan nilai $R^2 = 0,9388$ dan $R^2 = 0,9816$. Ini berarti setiap titik mendekati garis kurva efisiensi. Penggunaan kurva kalibrasi efisiensi ini untuk menentukan efisiensi suatu radionuklida yang energi gammanya tidak terwakili oleh titik-titik efisiensi. Pada kegiatan ini kurva kalibrasi efisiensi yang digunakan adalah kurva kalibrasi efisiensi untuk energi di atas 200 keV. Efisiensi ^{137}Cs dengan energi 661,66 keV dan ^{40}K dengan energi 1460,75 keV ditentukan dengan menggunakan persamaan $Y = 2,2236 \cdot X^{-0,7786}$ dengan

Y adalah nilai efisiensi pada energi gamma X (keV).

Hasil perhitungan terhadap pengukuran sampel uji profisiensi disajikan pada Tabel 1. Aktivitas radionuklida yang diperoleh dikoreksi terhadap peluruhan dan dihitung aktivitasnya pada tanggal 1 Juli 2006 sesuai dengan formulir isian dari IAEA.

Tabel 1. Hasil analisis sampel rumput dari IAEA yang diukur di Lab. KKL.

No.	Nuklida	Energi (keV)	Yield	T paro (tahun)	Aktivitas (Bq/kg)	
					Nilai rata-rata	Ketidakpastian
1	⁴⁰ K	1460,75	0,1067	1,277x10 ⁹	1013,7	45,4
2	¹³⁷ Cs	661,66	0,85	30	11904,5	171,7

Catatan : Tanggal aktivitas : 1 Juli 2006
 Berat sampel kering : (55,65 ± 0,28) gr.

Tabel 2. Hasil evaluasi IAEA terhadap hasil pengukuran yang dilakukan Lab. KKL^[8].

Nuklida	Aktivitas (Bq/kg)		Rel.Bias (%)	Nilai benar			Presisi		Hasil akhir
	IAEA	Lab. KKL		A1	A2	Nilai	P	Nilai	
⁴⁰ K	1059 ± 28	1013,7 ± 45,4	-4,28	45,30	137,62	A	5,20	A	A
¹³⁷ Cs	11320 ± 185	11904,6 ± 171,7	5,16	584,50	651,19	A	2,18	A	A

Catatan : A = *Accepted* (memenuhi syarat)
 Tanggal aktivitas = 1 Juli 2006.

Untuk ⁴⁰K nilai pengukuran Lab. KKL lebih kecil 4,28 % dari nilai yang ditetapkan IAEA. Hal ini kemungkinan disebabkan oleh penentuan efisiensi yang berada di luar kurva efisiensi sehingga nilai efisiensi ditentukan berdasarkan ekstrapolasi. Selain itu faktor lain adalah kondisi pada saat pencacahan sampel dan besarnya nilai cacah latar. Kondisi pada saat pencacahan antara lain kestabilan sumber listrik, kondisi pendingin ruangan dan kelembaban udara. Karena pencacahan tergantung dari sumber listrik maka fluktuasi tegangan dari sumber listrik ini akan mempengaruhi pencacahan. Sedangkan suhu dan kelembaban akan berpengaruh pada

kinerja rangkaian elektronik sistem pencacahan. Suhu ruangan yang baik adalah (22 ± 2)°C, sedangkan kelembaban udara sebaiknya di bawah 70%. Sebaliknya untuk ¹³⁷Cs, nilai pengukuran Lab. KKL lebih besar 5,16 % dari nilai yang ditetapkan IAEA. Hal ini kemungkinan disebabkan oleh penggunaan nilai efisiensi berdasarkan kurva yang lebih kecil dari nilai efisiensi terukur (Gambar 1). Sedangkan faktor pencacahan dan cacah latar hanya sedikit berpengaruh karena aktivitas ¹³⁷Cs dalam sampel rumput cukup tinggi.

Berdasarkan laporan yang diterbitkan oleh IAEA^[8] dari kedua radionuklida yang ditentukan dalam

sampel rumput, baik ^{40}K maupun ^{137}Cs , memenuhi nilai presisi dan nilai benar sehingga kedua radionuklida hasil pengukuran tersebut memenuhi kriteria uji profisiensi.

V. KESIMPULAN

Berdasarkan hasil evaluasi uji profisiensi sampel rumput dari IAEA tahun 2006 dalam penentuan radionuklida ^{40}K dan ^{137}Cs , Lab. KKL mampu melakukan identifikasi kedua radionuklida tersebut serta memenuhi kriteria uji profisiensi. Hasil ini menunjukkan bahwa Lab. KKL berkemampuan untuk melakukan analisis radionuklida pemancar gamma dalam sampel rumput secara akurat.

SARAN

Dalam rangka meningkatkan kemampuan pengukuran radionuklida dalam sampel lingkungan perlu pengadaan sumber-sumber standar yang tertelusur ke standar internasional dengan berbagai variasi geometri secara berkala. Sedangkan untuk sosialisasi hasil uji profisiensi ini perlu dilakukan presentasi atau seminar.

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. SUSETYO, W., *Spektrometri Gamma dan Penerapannya dalam Analisis Pengaktifan Neutron*, Gadjah Mada University Press, Yogyakarta (1988)
4. BATAN, *Prosedur Analisis Sampel Radioaktivitas Lingkungan*, Badan Tenaga Nuklir Nasional, Jakarta (1998).
5. MARTIN, J.E., *Physics for Radiation Protection*, John Wiley & Sons, Inc. New York (2000).
6. ISO/IEC GUIDE 43-1, *Proficiency testing by interlaboratory comparisons*, Part 1: Development and operation of proficiency testing schemes, Second Edition, Geneva (1997).
7. IAEA, *Final Report Proficiency Test on the Determination of α, β and γ Emitting Radionuclides*, TC Project RAS/9/024 Environmental Radiation Monitoring and Regional Data Base, Seibersdorf, June 2005, (2005).
8. IAEA, *Individual Evaluation Report for Laboratory No.271*, The IAEA-CU-2006-03 Word-wide open proficiency test on the determination of gamma emitting radionuclides, Seibersdorf, Sep. 15, 2006 (2006).

Tanya Jawab :

1. Penanya :

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

1. Berapa besarnya nilai faktor yang menyebabkan hasil pengukuran lolos uji profisiensi?

**Jawaban : Wahyudi
(PTKMR – BATAN)**

1. Untuk memenuhi syarat uji profisiensi IAEA, didasarkan pada nilai *Truenees* $A1 \leq A2$, sedangkan nilai *Relative bias* dan Presisi harus lebih kecil dari 15%.

PENENTUAN KEBOCORAN *DUST CHAMBER PRILLING TOWER* PUSRI I-C DENGAN MENGGUNAKAN METODE RADIOISOTOP

Darman dan Hariyono

Pusat Aplikasi Teknologi Isotop dan Radiasi -BATAN

ABSTRAK

PENENTUAN KEBOCORAN *DUST CHAMBER PRILLING TOWER* PUSRI I-C DENGAN MENGGUNAKAN METODE RADIOISOTOP. Telah dilakukan studi kebocoran *dust chamber prilling tower* Pusri I-C dengan metode radioisotop, isotop yang digunakan adalah ^{198}Au dengan aktivitas 30 mCi dan waktu paro 2,7 hari. Sebelum isotop diinjeksikan ke dalam *dust chamber* dengan volume air 39 m³, pengukuran *background* dilakukan pada setiap titik yang telah ditentukan dengan menggunakan *detector*, *rate meter* dan *scaler*. *Dust chamber* diisi air hingga penuh dan radioisotop ^{198}Au diinjeksikan dan didiamkan selama 24 jam. *Dust chamber* dikeringkan, dibersihkan, kemudian dilakukan pengukuran/pencacahan penyebaran radioperunut menggunakan peralatan yang sama pada saat pengukuran *background*. Hasil pengukuran gerakan radioisotop pada lantai *dust chamber* sangat kecil, tetapi pada daerah dinding di atas titik 25 sampai dengan 30 cukup besar cacahannya dan diindikasikan terjadi kebocoran, hal ini dimungkinkan karena pelapis dinding terbuat dari kasa yang rawan terjadi kebocoran.

Kata kunci : kebocoran, perunut radioisotop ^{198}Au .

ABSTRACT

DETERMINATION OF LEAKAGE *DUST CHAMBER PRILLING TOWER* PUSRI I-C USING RADIOISOTOPE METHOD. It has been done a study of leakage *dust chamber prilling tower* PUSRI I-C using radioisotope method. The isotope which used is ^{198}Au with the value 30 mCi of activity and 2.7 day of half life. Before the isotope was injected into *dust chamber* with water volume 39 m³, background measurement was conducted in each point, which have been determined by using *detector*, *rate* and *scale meter*. The *dust chamber* filled by water fully and the radioisotope ^{198}Au injected and hushed for 24 hours. The *dust chamber* dried, cleaned, and then counted of radiotracer spreading using same equipments as measurement background. The result of radioisotope movement measurement on the floor of the *dust chamber* was very small, but at wall area of above point 25 to 30 is higher count rate then another area, which indication has been leakage. This condition is predicted that caused by plate of wall is made of gauze which easy leak.

Key words : leakage, tracer of radioisotope ^{198}Au

I. PENDAHULUAN

Telah banyak pemanfaatan perunut radioisotop untuk memecahkan berbagai masalah dalam bidang hidrologi, sedimentasi, industri dan lain-lain. Hal tersebut dimungkinkan karena radioisotop memancarkan radiasi yang

dapat menembus suatu material dan dapat dideteksi. Apabila sebagian kecil zat radioisotop diinjeksikan ke dalam suatu cairan yang merupakan material induk dan zat radioisotop tersebut dipilih yang berkelakuan sama dengan material induknya, maka gejala yang terjadi akan

dapat dipelajari dengan mengamati radioisotop tersebut, teknik tersebut dikenal dengan nama teknik perunut radioisotop. Seperti halnya telah dilakukan kerjasama antara PT. PUSRI dengan BATAN, untuk penelitian kebocoran “*dust chamber prilling tower*”.

Tujuan penelitian tersebut adalah untuk mengetahui dari mana bocoran berasal, hal ini dapat terlihat dari bekas jejak air yang meler pada dinding luar “*prilling tower*”. Dalam penelitian ini dipilih radioisotop ^{198}Au dalam senyawa H-Au-Cl_4 , memancarkan radiasi gamma dengan energi $E_\gamma = 0,411$ dan $0,680$ MeV dan mempunyai waktu paro 2,7 hari. Sifat dari senyawa H-Au-Cl_4 dapat melekat pada media yang dilaluinya terutama pada beton. Diharapkan H-Au-Cl_4 akan lebih banyak menempel pada lokasi lubang-lubang bocoran. Radiasi gamma yang terakumulasi pada daerah bocoran “*dust chamber*” akan memancarkan -sinar gamma dan sinar tersebut diterima oleh detektor sintilasi, sehingga didapatkan cacahan yang cukup besar yang diidentifikasi sebagai daerah bocoran. Konsentrasi radioisotop yang digunakan dapat diatur sesuai dengan kebutuhan. Hal ini dapat diperkirakan menggunakan metode

pengenceran seperti terdapat dalam hubungan sebagai berikut :

$$A_1 = \frac{V_2 \times V_2}{V_1} \dots\dots\dots (1)$$

- V_1 = Volume mula-mula
- A_1 = Konsentrasi radioisotop mula-mula
- V_2 = Volume setelah pengenceran (mCi/cc)
- A_2 = Konsentrasi radioisotop setelah pengenceran (mCi/cc)

Konsentrasi radioisotop yang digunakan dibuat serendah mungkin, sehingga konsentrasinya setelah pengenceran diperkirakan masih dalam batas yang diizinkan menurut ketentuan proteksi radiasi, namun masih dapat dideteksi oleh alat ukur yang digunakan.

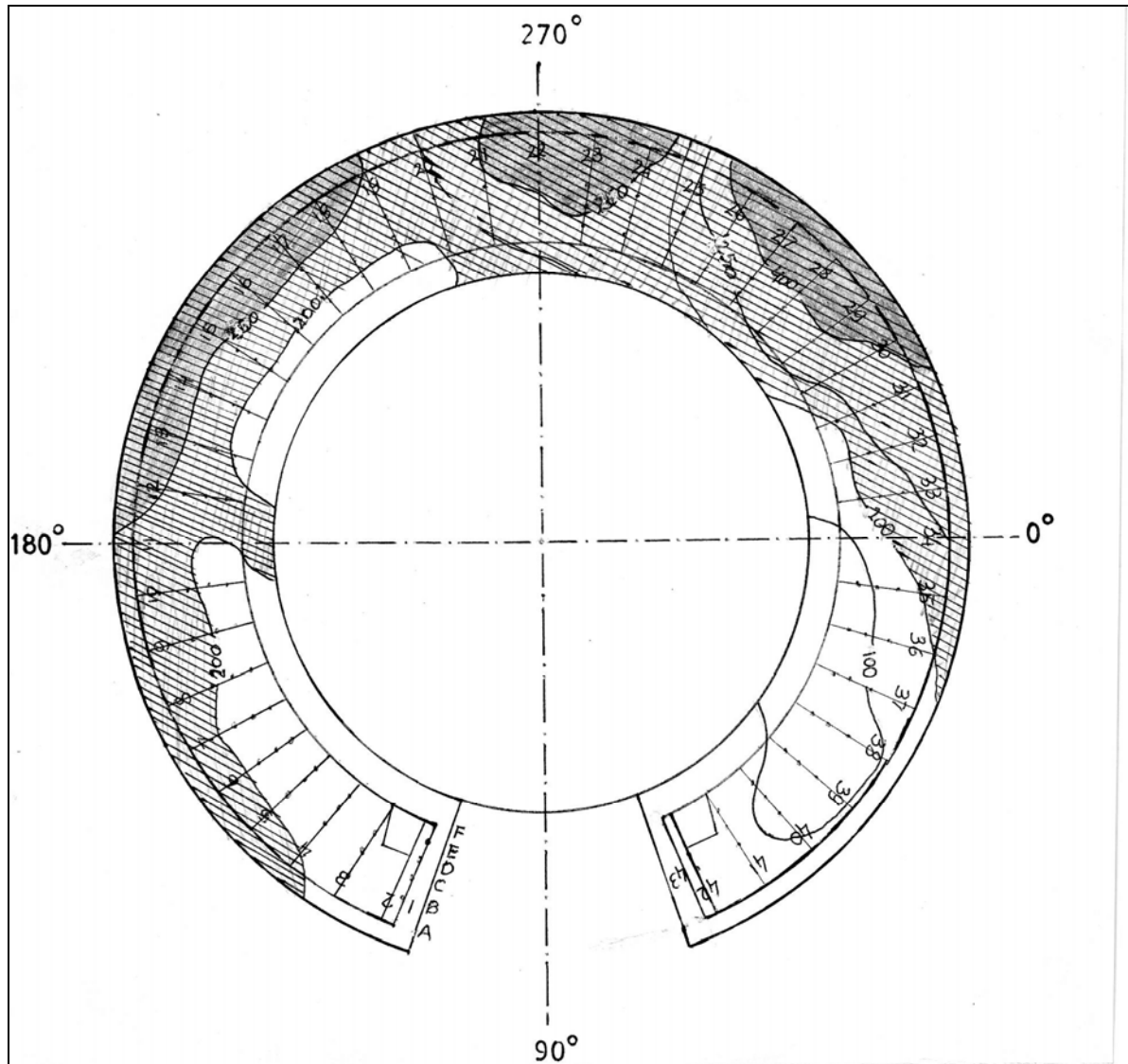
II. TATA KERJA

Dalam penelitian ini radioisotop dilarutkan kedalam air yang terdapat dalam “*dust chamber*” dengan konsentrasi dibawah MPC (*maximum permissible concentration*), diharapkan perunut radioisotop akan terakumulasi pada daerah bocoran, setelah dilakukan pengeringan dan pembersihan pada “*dust chamber*”, selanjutnya dilakukan pengukuran dengan cara “*gridding*” menggunakan seperangkat alat cacah.

Peralatan dan bahan perunut, peralatan yang digunakan dalam penelitian tersebut adalah tiga set alat cacah radiasi (*detektor sintilasi, rate meter dan scaler counter*), Alat injeksi isotop, TLD, pocket dosimeter, peralatan PPR, survey meter, kontainer isotop, tanda bahaya radiasi dan peralatan pendukung lainnya. Bahan yang dipakai adalah ^{198}Au dengan aktivitas 30 mCi. Sebelum alat cacah digunakan, terlebih dulu alat dikalibrasi dengan tujuan untuk mengetahui sensitifitas alat dan menjamin ketelitian hasil pengukuran. Dan sebelum dilakukan injeksi isotop, perlu dilakukan pengukuran "*background*" (Bg) dengan tujuan untuk mengetahui cacahan murni pada area yang diukur atau diamati. Injeksi radioisotop dilakukan pada malam hari pada saat pekerja (karyawan) tidak ada. Aktivitas total pada saat injeksi 30 mCi dengan volume 40 cc. Sebelum radioisotop diinjeksikan dilakukan pengisian air ke dalam "*dust chamber*" sampai ketinggian tertentu (2 m). Pengisian air tidak dilakukan langsung sampai tinggi air operasional "*dust chamber*", tetapi setengah sebelum injeksi dan setengah setelah injeksi isotop. Hal ini dimaksudkan untuk

mempercepat tercapainya kondisi homogen antara air dan radioisotop dalam "*dust chamber*". Setelah isotop diinjeksikan dan air telah mencapai tinggi operasional dilakukan sirkulasi dalam "*dust chamber*" selama 2 hari.

Sebelum dilakukan pengamatan (dengan sistem *gridding*) terlebih dahulu "*dust chamber*" dikeringkan dan dibersihkan dengan cara menggosok dengan sikat baja. Pembersihan dilakukan disertai pengukuran pancaran radiasi pada daerah lantai maupun dinding "*dust chamber*", dengan tujuan untuk mengetahui isotop yang menempel di permukaan lantai maupun dinding sudah bersih sempurna. Pengamatan pada lantai "*dust chamber*" dilakukan sistem acak khususnya pada daerah sambungan atau las-lasan seperti terlihat pada Gambar 1. Pengamatan pada dinding "*dust chamber*" dilakukan dengan meletakkan detektor tegak lurus dinding dengan jarak 0 cm, 50 cm, 100 cm, 150 cm dan 200 cm, dari lantai "*dust chamber*". Pengamatan juga dilakukan pada daerah lantai "*sprayer*" (tempat injeksi isotop), khususnya pada daerah besi "*support*" ke dinding "*dust chamber*".



Gambar 1. Isocount dust chamber prilling tower pada lantai.

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

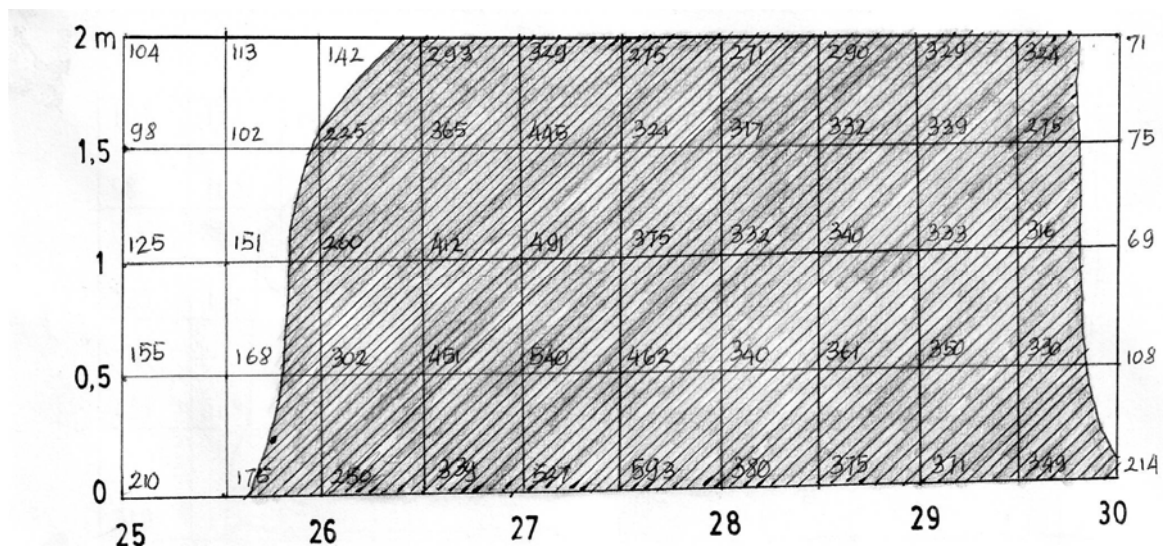
Hasil “gridding” anomali cacahan radiasi pada lantai “dust chamber” dapat dilihat pada Tabel 1. Dari data tersebut dibuat isokontur cacahan yaitu garis yang mempunyai cacahan sama, sehingga penyebaran radioisotop dapat terlihat pada Gambar 1. Kontur anomali radiasi

pada lantai “dust chamber” memberikan gambaran pola kontur yang merata, pada daerah pengamatan titik 12 B s/d 18 B, 22 C s/d 23 D dan 25 C s/d 24 B cacahan besar (cacahan 200 cps) karena dipengaruhi kotoran yang menyerap radioisotop dan tertinggal pada lipatan lantai sedangkan pada daerah

pengamatan titik 26 E sampai dengan 30 E kemungkinan dipengaruhi oleh cacahan besar yang terdapat pada dinding tembok, hal ini diperkirakan menunjukkan terjadinya rembesan/kebocoran.

Pada “*dust chamber*”, khusus pada daerah titik pengamatan 26 s/d 30 pada dinding *dust chamber* terdapat anomali radiasi yang cukup mencolok dibandingkan dengan yang lain. Dari anomali cacahan radiasi sampai ketinggian 2 meter menunjukkan adanya penyerapan radioisotop pada dinding. (pola kontur anomali radiasi pada dinding *dust chamber*, ditunjukkan pada Gambar

2. Hal ini terjadi adanya aliran melalui dinding tersebut kemudian mengalir ke bawah sehingga dapat meresap dan menyebar ke bawah lantai “*dust chamber*” sehingga menyebabkan adanya potensi kebocoran pada “*dust chamber*” . Pengukuran juga dilakukan pada lantai daerah “*sprayer*” dengan adanya besi ‘support’ pada daerah lantai ‘*sprayer*’ yang ditanamkan ke dinding, maka perlu adanya pemantauan anomali radiasi khususnya pada besi “*support*”. Dari hasil pengukuran yang dilakukan menunjukkan tidak adanya anomali radiasi yang cukup mencolok.



Gambar 2. Pola anomali radiasi pada dinding *dust chamber*.

Tabel 1. Data cacahan radioisotop pada lantai *dust chamber*.

No.Titik	A (Cps)	B (Cps)	C (Cps)	D (Cps)	E (Cps)	F (Cps)
1	120	168	89	87	89	84
2	115	189	92	93	94	85
3	98	191	88	99	86	101
4	104	200	97	101	97	96
5	112	219	103	87	102	99
6	111	187	78	95	93	100
7	104	195	83	94	110	85
8	123	201	102	104	122	91
9	130	189	143	89	115	112
10	138	200	137	112	133	104
11	180	231	152	138	122	88
12	195	212	179	125	120	118
13	175	272	180	129	119	121
14	200	289	200	163	103	82
15	315	301	231	151	111	96
16	300	299	225	149	101	127
17	292	321	278	132	97	122
18	294	190	299	126	139	139
19	300	220	267	122	162	168
20	287	211	301	115	151	202
21	245	263	290	109	172	172
22	231	302	328	138	167	212
23	164	289	304	135	176	219
24	197	325	267	167	146	176
25	225	256	243	182	159	190
26	287	271	270	163	180	203
27	361	250	300	185	155	221
28	412	389	312	175	148	195
29	394	421	298	166	159	172
30	341	298	345	187	130	151
31	283	312	357	169	119	138
32	250	288	326	181	120	129
33	263	211	299	136	131	116
34	289	120	309	125	118	121
35	290	172	265	119	124	110
36	235	129	244	110	105	92
37	198	139	231	121	109	89
38	212	143	232	108	112	101
39	182	127	199	110	89	112
40	148	131	207	89	91	92
41	153	129	188	100	104	100
42	139	122	144	112	96	89
43	108	125	123	96	110	92

Tabel 2. Data cacahan radioisotop pada dinding titik pengamatan 25 sampai dengan 30 dengan ketinggian 0; 0,5; 1,0; 1,5; dan 2,0 meter

Titik pengamatan	Ketinggian pengamatan (m)				
	0	0,5	1,0	1,5	2,0
25.	210	155	125	98	104
	175	168	151	102	113
26.	250	302	260	225	142
	339	451	412	365	293
27.	527	540	491	445	329
	593	462	375	324	275
28.	380	340	332	317	271
	375	361	340	332	290
29.	371	350	333	339	320
	349	330	316	275	324
30.	241	108	69	75	71

IV. KESIMPULAN

1. Hasil pengukuran pada lantai “*dust chamber*” tidak menunjukkan potensi kebocoran, dan ada cacahan yang besar hal ini dipengaruhi dari cacahan dinding “*dust chamber*”, dan kotoran yang menyerap radioisotop yang tertinggal di celah sudut dinding.
2. Potensi kebocoran yang cukup besar di atas 150 cps terutama dari daerah dinding di atas titik 25 s/d 30.
3. Dengan ditemukannya bocoran dalam “*dust chamber*” dan daerah lokasi aman maka pekerjaan uji kebocoran dengan teknik radioisotop dilakukan dengan baik dan aman untuk pekerja maupun lingkungan.

SARAN

1. Daerah pada besi “*support*” di lantai “*sprayer*” diberi lapisan kedap air, sehingga pada daerah tersebut tidak menyerap air.
2. Potensi kebocoran pada dinding di atas titik 25 sampai 30 perlu penggantian las.
3. Pengecatan harus dengan cat yang memenuhi syarat spesifikasi untuk cat dinding *dust chamber*, serta prosedur pengecatan yang standar.

DAFTAR PUSTAKA

1. IAEA, Guidebook on Radioisotope Tracer in Industry, International Atomic Energy Agency, Vienna 1990
2. CHARLTON, J.S. Radioisotope Techniques for Problem Solving in Industrial Process Plant, Leonard, 1986.
3. BAFI-BATAN, Penyelidikan Kebocoran Dust Chamber Prilling Tower PUSRI- IV dengan teknik perunut radioisotop, 1998.

Tanya Jawab :

1. Penanya :

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

1. Pada slide presentasi ditulis “setelah *dust chamber* berisi air dan diinjeksikan ^{198}Au dan didiamkan 1,5 sampai 2 hari”, sedangkan pada abstrak ditulis 12 jam, mana yang benar ?

**Jawaban : Darman
(PATIR – BATAN)**

1. Yang benar adalah 24 jam.

2. Penanya :

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

1. Atas pertimbangan apa penentuan kebocoran *tower* ini menggunakan perunut ^{198}Au ?
2. Apakah memungkinkan diganti radioisotop lain ?
3. Penentuan kebocoran menggunakan metode perunut radioisotop ini apakah dapat menentukan nilai tingkat kebocorannya jika dikonversikan paparan radiasinya ?

**Jawaban : Darman
(PATIR – BATAN)**

1. Alasan memakai isotop ^{198}Au adalah :
 - Karena kelakuan isotop ini yang senyawa dengan A-Au-Cl₄ sama dengan yang ada pada *dust chamber*.
 - Karena isotop ini mudah menempel pada bahan khususnya pada beton.
 - Mempunyai waktu paro pendek yaitu 2,7 hari.
2. Untuk penelitian ini yang paling cocok adalah menggunakan isotop ^{198}Au senyawa dengan H-Au-Cl₄, sedangkan penggunaan isotop lain kemungkinan resikonya lebih tinggi.
3. Penelitian ini tidak membuat konversi paparan radiasinya, tetapi mencari cacahan yang besar dan diyakini tempat terjadi kebocoran.

3. Penanya :

**Pertanyaan : C. Tuti Budiantari
(PTKMR-BATAN)**

1. Alat yang digunakan untuk pengukuran dikalibrasi dengan sumber apa ?
2. Berapa jarak detektor ke permukaan dinding *dust chamber* / lantai ?
3. Sebelum pengamatan, lantai dan dinding digosok, apakah radionuklidanya tidak terikat dengan alat gosoknya ?

**Jawaban : Darman
(PATIR – BATAN)**

1. Alat dikalibrasi dengan sumber ^{137}Cs ($\pm 10 \mu\text{Ci}$).
2. Jarak detektor dengan dinding / lantai pada saat pengukuran 4 cm (tidak menempel), karena detektor dimasukkan ke dalam kolimator khusus.
3. memang ada sebagian isotop yang menempel pada alat gosok / sikat namun sangat kecil dan dimasukkan ke dalam kantong khusus sebagai sampah radioaktif yang kemudian disimpan di limbah.

4. Penanya :

**Pertanyaan : Neneng L.R.
(PATIR-BATAN)**

1. Berapa MPC yang diijinkan untuk bekerja dengan ^{198}Au ?

**Jawaban : Darman
(PATIR – BATAN)**

1. MPC yang diijinkan dalam pekerjaan tersebut adalah $5,0 \times 10^{-5} \mu\text{Ci/cc}$.

PENGENDALIAN DOSIS PEKERJA RADIASI PADA SIKLUS OPERASI TERAS (54-59) DI RSG-GAS

Suhartono, Sunarningsih, Naek Nababan

Pusat Reaktor Serba Guna - BATAN

ABSTRAK

PENGENDALIAN DOSIS PEKERJA RADIASI PADA SIKLUS OPERASI TERAS KE 54-59 DI RSG-GAS. Pekerja radiasi yang bekerja pada daerah radiasi menurut kriteria International Atomic Energy Agency (IAEA) maupun Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nasional (BAPETEN) harus menggunakan peralatan keselamatan yang memadai untuk memantau besarnya dosis yang diterima oleh pekerja radiasi. Peralatan keselamatan pekerja yang digunakan adalah *Termoluminescence Dose Meter* (TLD) yaitu peralatan keselamatan untuk mendeteksi dosis yang diterima oleh pekerja radiasi. Tujuan pengendalian dosis radiasi pekerja radiasi adalah untuk membatasi dosis yang diterima pekerja dalam kurun waktu tertentu. Batasan yang diterapkan di Pusat Reaktor Serba Guna (PRSG) mengadopsi kriteria International Atomic Energy Agency (IAEA) yaitu 20 mSv/tahun. Pemantauan dilakukan secara berkala untuk memudahkan dalam pengendalian pekerja radiasi dengan metode dan analisa data dosis secara berkala. Dengan melakukan analisa data dosis secara berkala maka besaran dosis yang diterima pekerja radiasi dapat diketahui dan dikendalikan, sehingga keselamatan dan kesehatan pekerja radiasi dapat terjaga dengan baik.

Kata kunci : dosis radiasi, pekerja radiasi.

ABSTRACT

DOSE RADIATION WORKERS CONTROLLING AT CORE OPERATION CYCLE 54-59 RSG-GAS. According to the criterion of IAEA and BAPETEN, the radiation workers have to use the adequate safety equipment such as TLD to monitor dose accepted by workers. The purpose of monitoring is to limit the dose accepted by workers in certain range of time in accordance with IAEA criterion that is 20 mSv/year. In PRSG the radiation worker are monitored periodically and the dose accepted by workers can be controlled so that the health of workers can be well maintained.

Keywords : radiation dose, radiation worker.

I. PENDAHULUAN

Reaktor G.A. Siwabessy adalah reaktor riset dengan daya maksimal yang dibangkitkan adalah 30 MW. Reaktor G.A. Siwabessy merupakan reaktor fisi yaitu terjadinya pembelahan bahan bakar

(fisis) akibat reaksi dengan neutron. Akibat reaksi tersebut maka akan menimbulkan nuklida-nuklida yang memancarkan sinar gamma, beta dan alpha. Sinar gamma, beta dan alpha mempunyai karakteristik yang berbeda-beda. Semua sinar tersebut berbahaya

bagi manusia, untuk mengurangi dampak dari sinar gamma, beta dan alpha tersebut maka pekerja radiasi yang akan bekerja pada daerah radiasi harus mematuhi peraturan keselamatan yang berlaku yaitu peraturan dari IAEA dan BAPETEN. PRSG sebagai pusat dengan reaktor yang mempunyai beberapa fasilitas untuk penelitian dan pengembangan didukung oleh pekerja maka sangat penting sekali diperhatikan dari segi keselamatan peralatan dan keselamatan pekerja radiasinya.

Keselamatan dari segi peralatan RSG-GAS sudah menerapkan program perawatan berkala untuk keselamatan peralatannya. Keselamatan pekerja radiasi dengan menerapkan peraturan yang dikeluarkan oleh pihak pengawas yaitu BAPETEN. Pemeriksaan TLD di PRSG dilakukan secara berkala tahunan, yaitu dilakukan setiap 3 bulan dengan Nilai Batas Dosis (NBD) maksimal untuk pengendalian sebesar 5 mSv per triwulan. Pekerja radiasi yang terdiri dari kelompok perawat, operator, keselamatan, pengembangan teknologi nuklir, UPN dan Unit Jaminan Mutu dalam waktu kurun waktu 3 bulanan dilakukan evaluasi terhadap TLD yang digunakan oleh pekerja radiasi, jika Nilai Batas Dosis (NBD) per triwulan melebihi dari 5 mSv maka bidang

keselamatan memberikan laporan ke PIN (Penguasa Instalasi Nuklir) tentang adanya dosis pekerja radiasi yang melebihi dari nilai batas dan melakukan pengendalian personil dalam melakukan kegiatan di dalam gedung reaktor secara lebih intensif, agar dosis tahunan pekerja radiasi dapat dikendalikan dan tidak melampaui NBD tahunan yaitu 20 mSv/tahun. Pengendalian personil dilakukan melalui batasan pengendalian waktu bekerja dan perlengkapan pekerja radiasi yang digunakan oleh pekerja radiasi.

Dalam makalah ini akan disajikan tentang dosis pekerja radiasi RSG-GAS dalam kurun waktu 3 tahun untuk pekerja radiasi di RSG-GAS yaitu pada siklus operasi teras 54-59. Pekerja radiasi yang bekerja di RSG-GAS dapat bekerja pada kondisi reaktor operasi maupun *shutdown*. Lingkup pekerjaan yang dilakukan oleh pekerja radiasi yaitu melakukan perbaikan /perawatan /survey didalam instalasi gedung reaktor.

Katagori Medan radiasi di dalam gedung RSG-GAS terdiri dari 3 daerah kerja yaitu;

1. Daerah radiasi rendah
2. Daerah radiasi sedang
3. Daerah radiasi tinggi

Setiap daerah kerja mempunyai paparan radiasi yang berbeda-beda. Pada saat

reaktor operasi dan shutdown besaran paparan radiasi pada 3 tempat katagori tersebut juga akan beda.

Petugas operator melakukan pekerjaan dalam kondisi reaktor operasi dan *shutdown*. Petugas perawatan melakukan perbaikan peralatan pada saat reaktor shutdown, dan pada saat operasi reaktor tidak diperbolehkan melakukan perawatan. Petugas keselamatan melakukan pemantauan daerah radiasi saat reaktor operasi dan shutdown. Seluruh pekerja radiasi yang melakukan kegiatan di dalam gedung reaktor RSG-GAS diwajibkan untuk menggunakan TLD agar dengan alat tersebut dapat diketahui dan dievaluasi dosis pekerja radiasi pada siklus operasi teras (54-59)

II. TEORI

Pekerja radiasi di dalam gedung reaktor RSG-GAS memungkinkan terkena paparan radiasi akibat suatu pengoperasian reaktor. Paparan radiasi yang dipantau dapat berupa paparan radiasi gamma, beta dan alpa serta neutron. Pemantauan paparan radiasi ini diperlukan untuk menentukan dosis perorangan dan untuk mengontrol penyebaran kontaminasi dan masuknya bahan radioaktif ke dalam tubuh.

Jenis paparan radioaktif terdiri dari lima jenis radiasi pengion. Partikel alfa, partikel beta, sinar gamma, sinar-X dan neutron. Jenis-jenis radiasi tersebut dapat dibedakan oleh karakteristik fisiknya seperti massa, panjang gelombang yang akan diuraikan di bawah:

1. Sifat paparan radiasi alpha:

- a. Partikel alpha berupa inti helium dan bermuatan listrik positif sebesar dua kali muatan elektron.
- b. Daya ionisasi partikel alpha sangat besar, ± 100 kali daya ionisasi sinar beta dan ± 10.000 kali daya ionisasi sinar gamma.
- c. Oleh karena daya ionisasi partikel alpha sangat besar maka jarak jangkauannya di udara $\pm 3,4$ cm hingga 8,6 cm bergantung pada energi alpha.
- d. Karena bermuatan listrik maka berkas partikel alpha akan dibelokkan jika melewati medan magnet atau medan listrik.
- e. Partikel alpha dipancarkan dari nuklida dengan kecepatan yang bervariasi antara $1/10$ hingga $1/100$ kecepatan cahaya.

2. Sifat paparan radiasi beta:

- a. Dapat dibedakan menjadi dua macam sinar beta, yaitu beta negatif yang terdiri dari elektron

- dan beta positip yang terdiri dari positron.
- b. Daya ionisasinya diudara 1/100 kali daya ionisasi partikel alpha.
 - c. Kecepatan partikel beta yang dipancarkan oleh berbagai nuklida radioaktif terletak antara 1/100 hingga 99/100 kecepatan cahaya..
 - d. Karena sangat ringan, maka partikel beta mudah sekali dihamburkan jika melewati medium.
 - e. Partikel beta akan dibelokkan jika melewati medan magnet atau medan listrik.

3. Sifat paparan radiasi gamma:

- a. Sinar gamma adalah radiasi elektromagnetik terdiri dari foton yang energinya besar.
- b. Sinar gamma dipancarkan dari nuklida tereksitasi dengan panjang gelombang antara 0,005 Amstrong hingga 0,5 Amstrong.
- c. Daya tembusnya sangat besar dibandingkan dengan daya tembus partikel alpha atau partikel beta.
- d. Kemampuannya untuk menghasilkan fluoresensi dan menghitamkan pelat potret lebih besar dibandingkan dengan daya tembus partikel alpha atau partikel beta.

4. Sifat paparan radiasi Neutron :

- a. Neutron merupakan partikel tidak bermuatan listrik.
- b. Neutron dan Proton merupakan partikel penyusun inti atom.
- c. Karena inti atom memiliki ikatan antar nukleon sangat kuat, maka jarang sekali neutron terpancar dari inti atom. Akan tetapi, neutron dapat dipancarkan dari suatu nuklida dengan peluang tertentu, yaitu dalam kasus reaksi nukir, antara lain reaksi fisi dalam reaktor nuklir dan beryllium yang ditembaki dengan sinar alpha.

Pekerja radiasi yang bekerja di dalam instalasi reaktor diwajibkan untuk menggunakan TLD untuk memantau besarnya dosis yang diterima oleh pekerja radiasi.

TLD adalah detektor dengan jenis respon pembentukan luminisensi termal dengan bahan detektor kristal. TLD dipakai untuk memantau besarnya dosis yang diterima oleh petugas perawat reaktor. Salah satu jenis dosimeter pasif yang sering digunakan untuk pemantauan dosis radiasi, baik untuk perorangan maupun daerah kerja, adalah dosimeter thermoluminesensi (TLD). Bahan yang paling banyak digunakan untuk pembuatan TLD saat ini adalah lithium fluorida (LiF). Bahan ini memiliki nomor

atom (Z) efektif 8,1 yang cukup ekuivalen dengan Z efektif jaringan tubuh manusia ($Z = 7,4$). Secara alamiah dalam keadaan standar, LiF mengandung 92,5% ${}^7\text{Li}$ dan 7,5 % ${}^6\text{Li}$. Bahan ini mempunyai kepekaan yang tinggi terhadap radiasi beta maupun foton (sinar-X dan gamma). Pembacaan dosis petugas perawat/perbaikan reaktor dengan menggunakan peralatan alat baca TLD (TLD Reader) yang dimiliki oleh PTLR. Hasil pembacannya TLD akan dikirim secara resmi ke RSG-GAS.

Prinsip pembacaan TLD adalah sebagai berikut :

TLD didasarkan pada eksitasi elektron oleh radiasi pengion, diikuti proses terperangkap dan pelepasan elektron yang terperangkap dengan pemanasan, menyebabkan pancaran cahaya yang jumlahnya sebanding dengan dosis radiasi pengion yang diterima oleh bahan TLD tersebut. Pengukuran kuantitas keluaran cahaya oleh alat baca TLD dilakukan dengan menggunakan tabung pengganda cahaya (*photomultiplier* disingkat PM) dan keluarannya digambarkan sebagai fungsi temperatur yang disebut kurva pancar (*glow curve*). Pelepasan elektron yang terperangkap sebelum pembacaan dilakukan, disebut sebagai pemudaran. Hubungan antara bacaan TLD dengan

dosis yang diterimanya harus ditentukan dengan kalibrasi.

Pembacaan intensitas TL dilakukan sebanyak dua kali untuk setiap chip. Bacaan pertama merupakan bacaan intensitas TL total, sedang bacaan kedua merupakan bacaan intensitas TL latar. Intensitas TL bersih merupakan hasil pengurangan intensitas TL latar terhadap intensitas TL total. Dosis radiasi akumulasi (D) dari beberapa kali penyinaran diskrit yang diterima TLD selama proses pemantauan dapat dihitung melalui perkalian antara intensitas TL bersih dan faktor kalibrasi (FK) TLD terhadap sinar gamma. ($D = TL \times FK$). Faktor kalibrasi TLD didefinisikan sebagai seperkepekaan ($FK = 1/S$) dengan satuan mSv/nC. Harga FK berbeda-beda tergantung dari pabrik pembuatan TLD.

Pada Tabel 1 di bawah menunjukkan NBD menurut rekomendasi dari IAEA yang berlaku. NBD 20 mSv/tahun sudah banyak digunakan sebagian anggota IAEA. BATAN sampai saat ini masih menggunakan NBD 50 mSv/tahun karena BATAN masih mengacu pada SK BAPETEN No. 01/SK/BAPETEN/V-99.

Tabel 1. Nilai batas dosis pekerja radiasi berdasar IAEA

No	Batas dosis	NBD (mSv/tahun)	Keterangan
Dewasa			
1	Seluruh tubuh	20	
2.	Lensa mata	150	
3.	Tangan, lengan, kaki dan tungkai	500	
4.	Kulit	500	
5.	Setiap organ atau jaringan	500	

III. TATA KERJA

Penggunaan TLD dalam mendapatkan data dosis pekerja radiasi RSG-GAS adalah sebagai berikut :

1. Membagikan peralatan keselamatan pekerja berupa TLD yang telah di *annealing* terlebih dahulu ke seluruh pekerja radiasi RSG-GAS
2. TLD yang sudah digunakan selama 3 bulan dikumpulkan untuk dikirim ke PTLR untuk dilakukan pembacaan TLD dengan menggunakan TLD *reader*.

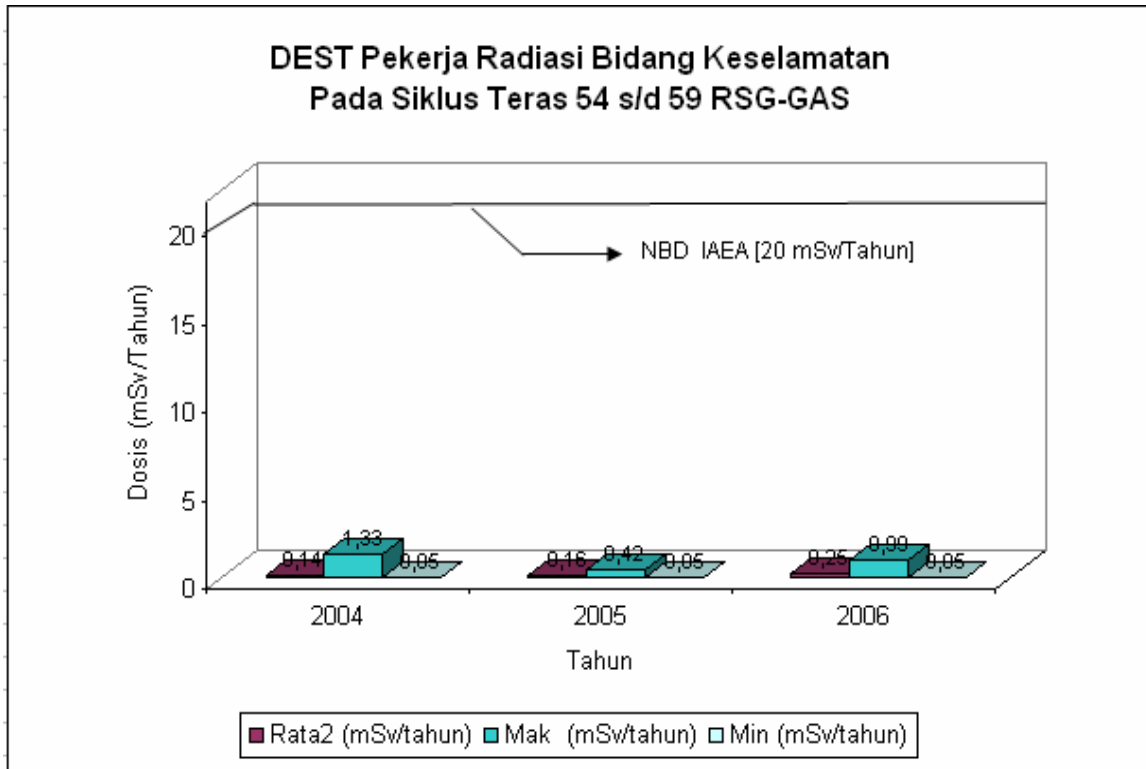
3. Hasil pembacaan TLD pekerja radiasi dari PTLR dikirim ke PRSG untuk dievaluasi berdasarkan bidang yang ada di PRSG oleh Subbidang Pengendalian Personil.
4. Hasil evaluasi didokumentasikan dan disimpan di Subbidang Pengendalian Personil PRSG

IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

Data pengukuran Dosis Ekuivalen Seluruh Tubuh (DEST) Pekerja radiasi RSG-GAS pada siklus operasi teras 54 – 59 (2004-2006) sebagai berikut :

Tabel 2. Hasil pengukuran DEST pekerja radiasi Bidang Keselamatan

Bidang Keselamatan			
Tahun	2004	2005	2006
Rata2 (mSv/tahun)	0,14	0,16	0,25
Mak (mSv/tahun)	1,33	0,42	0,99
Min (mSv/tahun)	0,05	0,05	0,05



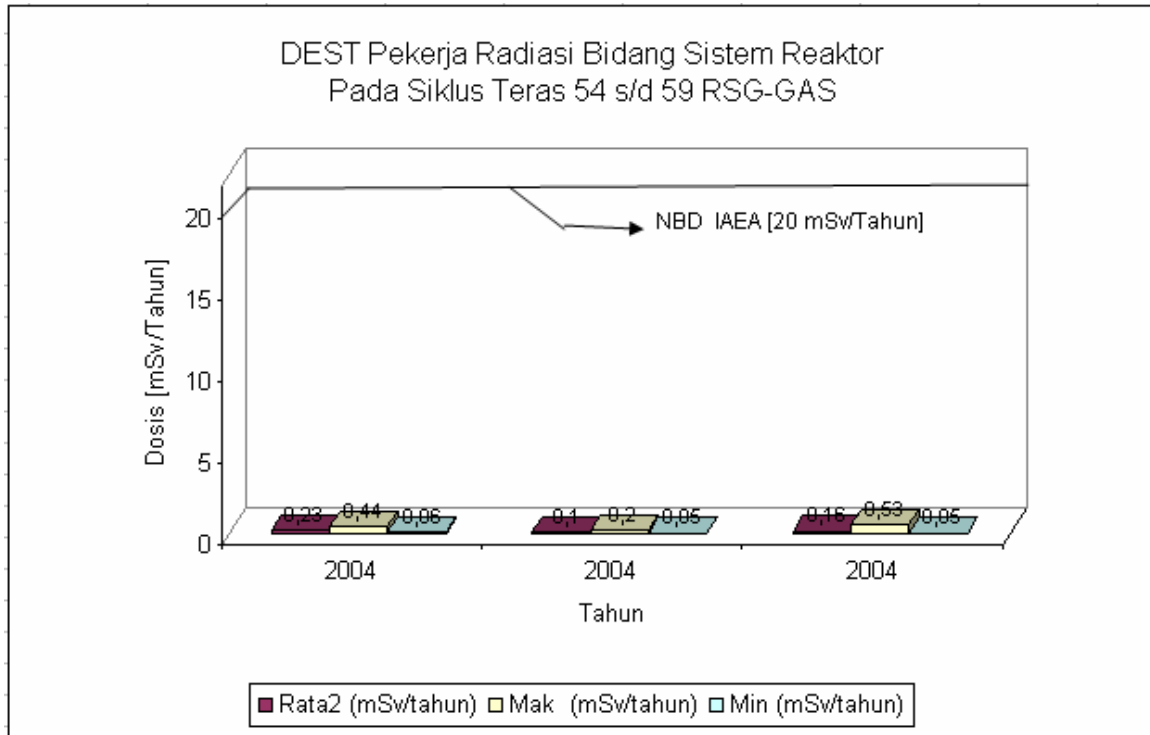
Gambar 1. DEST pekerja radiasi Bidang Keselamatan siklus operasi Teras 54-59 RSG-GAS

Dari Gambar 1 terlihat bahwa pekerja radiasi bidang keselamatan pada periode siklus operasi teras 54 – 59, pekerja

radiasi tidak menerima NBD melebihi 20 mSv/tahun. Dosis tertinggi sebesar 1,33 mSv/tahun pada siklus 54 (tahun 2004).

Tabel 3. Hasil pengukuran DEST pekerja radiasi Bidang Sistem Reaktor

Bidang Sistem Reaktor			
Tahun	2004	2005	2006
Rata2 (mSv/tahun)	0,23	0,1	0,16
Mak (mSv/tahun)	0,44	0,2	0,53
Min (mSv/tahun)	0,06	0,05	0,05



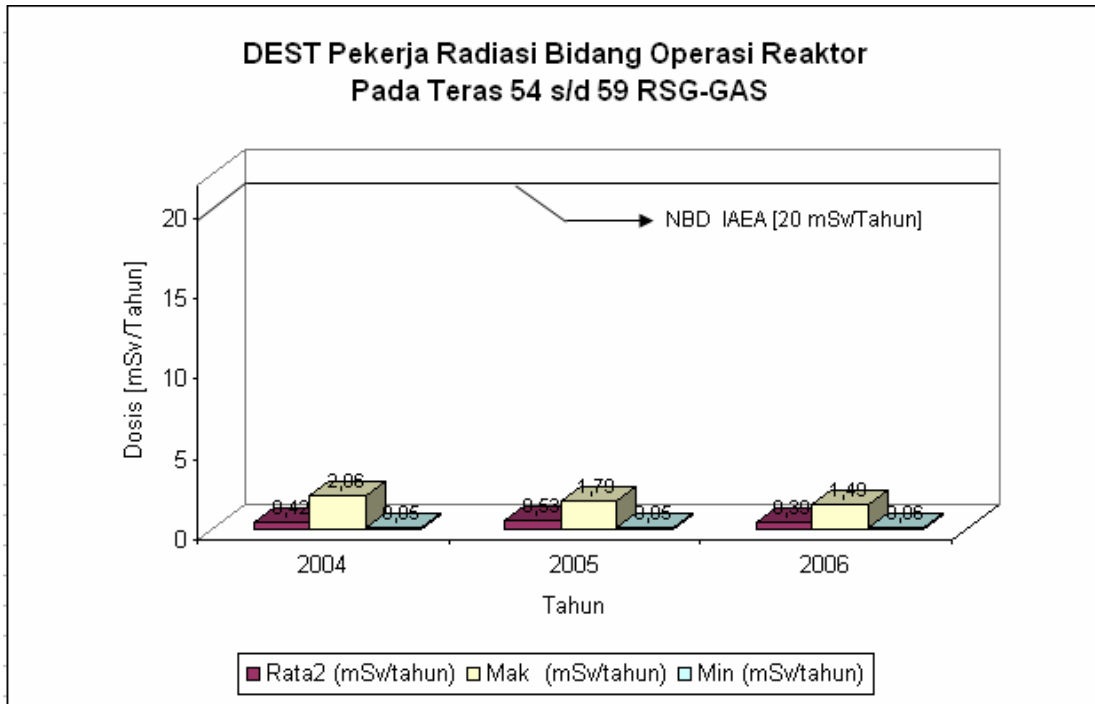
Gambar 2. DEST pekerja radiasi Bidang Sistem Reaktor siklus operasi Teras 54-59 RSG-GAS

Dari Gambar 2 terlihat bahwa pekerja radiasi bidang sistem reaktor pada periode siklus teras 54 – 59, pekerja radiasi tidak menerima NBD melebihi 20 mSv/tahun. Dosis tertinggi sebesar 0,53 mSv/tahun pada siklus 59 (tahun 2006).

Pekerja radiasi bidang sistem reaktor menerima dosis rendah dikarenakan pekerja radiasi sistem reaktor dalam melakukan perawatan sistem di reaktor lebih sering dilakukan saat reaktor padam (shut down).

Tabel 4. Hasil pengukuran DEST pekerja radiasi Bidang Operasi Reaktor

Bidang Opearasi Reaktor			
Tahun	2004	2005	2006
Rata2 (mSv/tahun)	0,42	0,53	0,39
Mak (mSv/tahun)	2,06	1,79	1,49
Min (mSv/tahun)	0,05	0,05	0,06



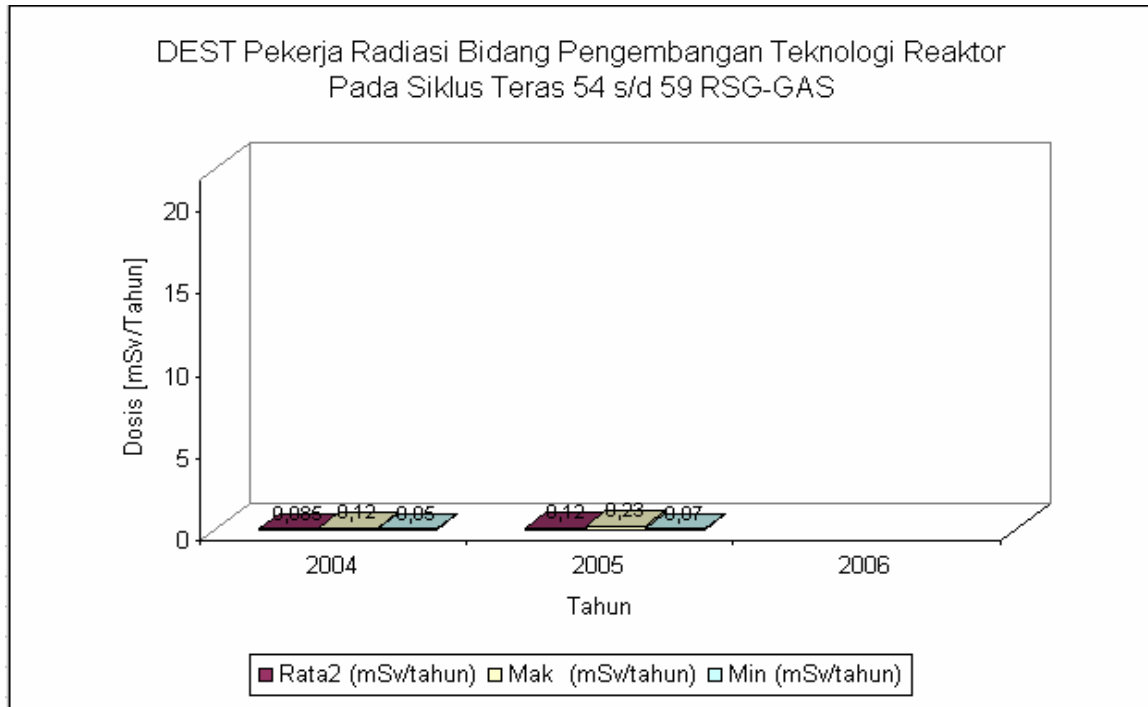
Gambar 3. DEST pekerja radiasi Bidang Operasi Reaktor siklus operasi Teras 54-59 RSG-GAS

Grafik 3 terlihat bahwa pekerja radiasi bidang operasi reaktor pada periode siklus operasi teras 54 – 59, pekerja radiasi tidak menerima NBD melebihi 20 mSv/tahun. Dosis tertinggi sebesar 2,06 mSv/tahun pada siklus

operasi teras 54 (2004), pekerja radiasi bidang operasi dalam melakukan pekerjaannya sering berada di sekitar kolam reaktor sehingga memungkinkan menerima dosis lebih tinggi dibanding bidang yang lain.

Tabel 5. Hasil pengukuran DEST pekerja radiasi Bidang Pengembangan Teknologi Reaktor

Bidang Pengembangan Teknologi Reaktor			
Tahun	2004	2005	2006
Rata2 (mSv/tahun)	0,085	0,12	-
Mak (mSv/tahun)	0,12	0,23	-
Min (mSv/tahun)	0,05	0,07	-



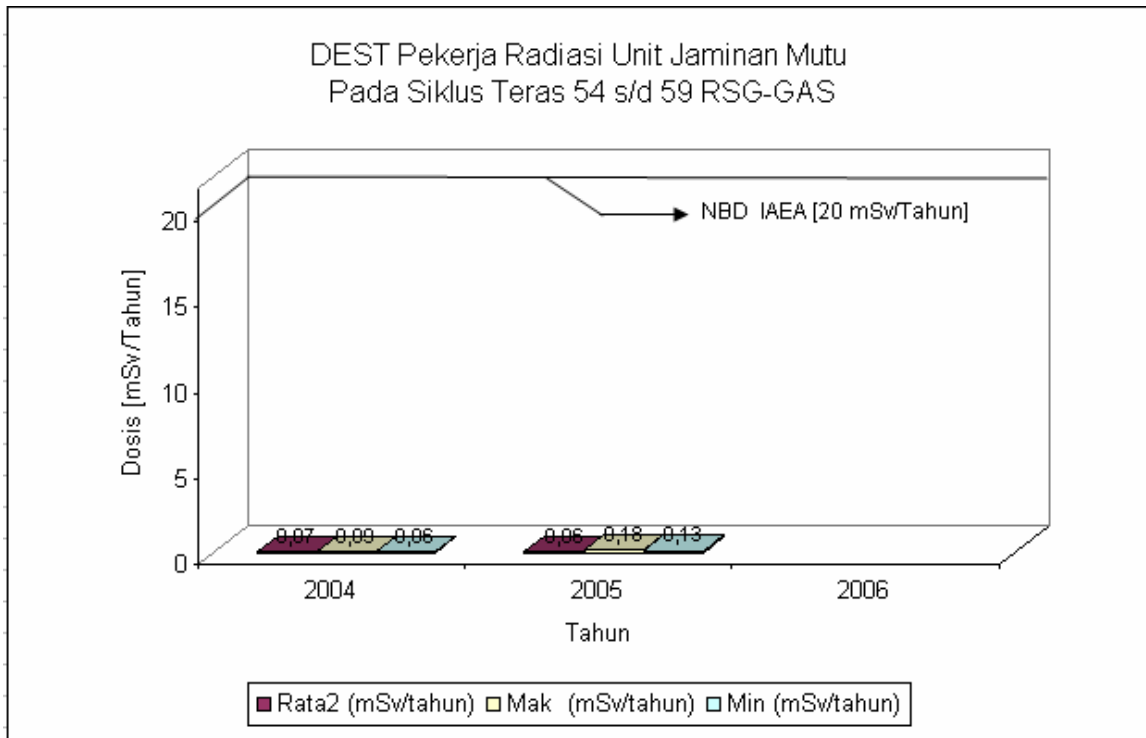
Gambar 4. DEST pekerja radiasi BPTR siklus operasi Teras 54-59 RSG-GAS

Gambar 4. terlihat bahwa pekerja radiasi bidang pengembangan teknologi reaktor pada periode siklus operasi teras 54 – 59, pekerja radiasi tidak menerima NBD melebihi 20 mSv/tahun. Pekerja radiasi BPTR menerima dosis rendah

dikarenakan ruang lingkup pekerjaannya pekerja radiasi BPTR tidak rutin bekerja di dalam reaktor. Pada tahun 2006 BPTR memisahkan diri dari PRSG sehingga tidak terdapat data dosisnya.

Tabel 6. Hasil pengukuran DEST pekerja radiasi Unit Jaminan Mutu

Unit Jaminan Mutu			
Tahun	2004	2005	2006
Rata2 (mSv/tahun)	0,07	0,06	ttd
Mak (mSv/tahun)	0,09	0,18	ttd
Min (mSv/tahun)	0,06	0,13	ttd



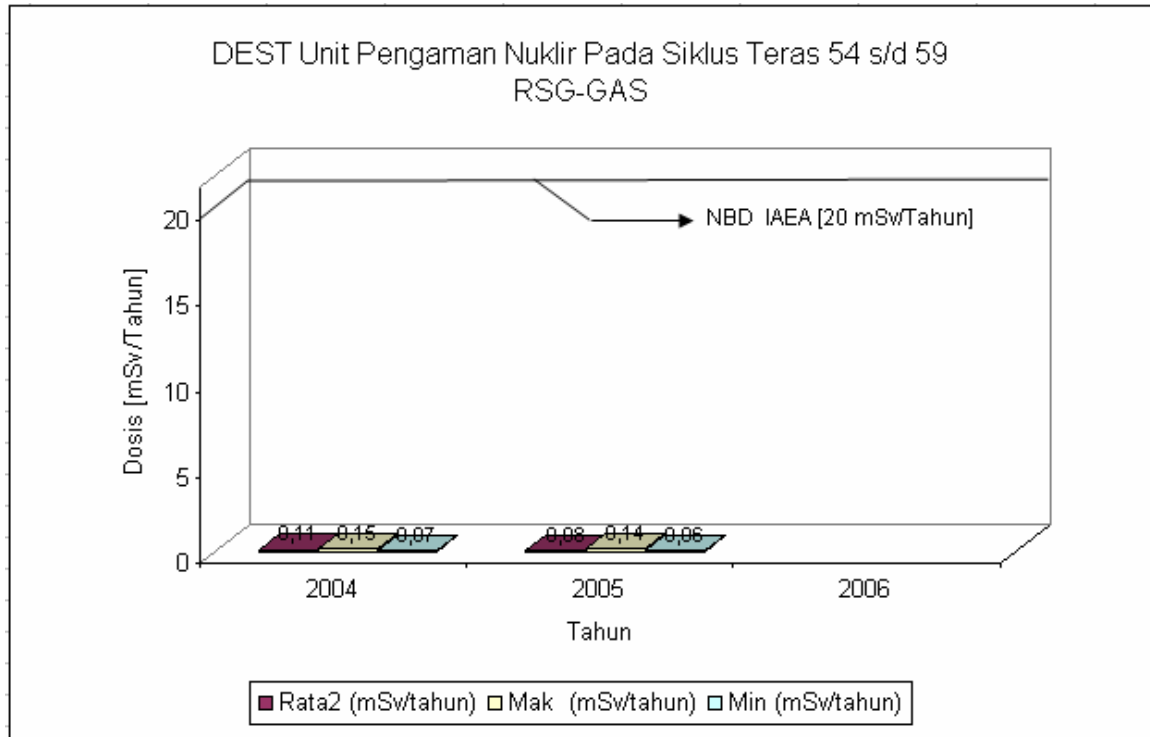
Gambar 5. DEST pekerja radiasi UJM siklus operasi Teras 54-59 RSG-GAS

Gambar 5 terlihat bahwa pekerja radiasi Unit Jaminan Mutu pada periode siklus operasi teras 54 – 59, pekerja radiasi tidak menerima NBD melebihi 20

mSv/tahun. Pekerja UJM menerima dosis rendah dikarenakan ruang lingkup pekerjaannya tidak rutin melakukan pekerjaan di dalam reaktor.

Tabel 7. Hasil pengukuran DEST pekerja radiasi Unit Pengamanan Nuklir

Unit Pengamanan Nuklir			
Tahun	2004	2005	2006
Rata2 (mSv/tahun)	0,11	0,08	ttd
Mak (mSv/tahun)	0,15	0,14	ttd
Min (mSv/tahun)	0,07	0,06	ttd



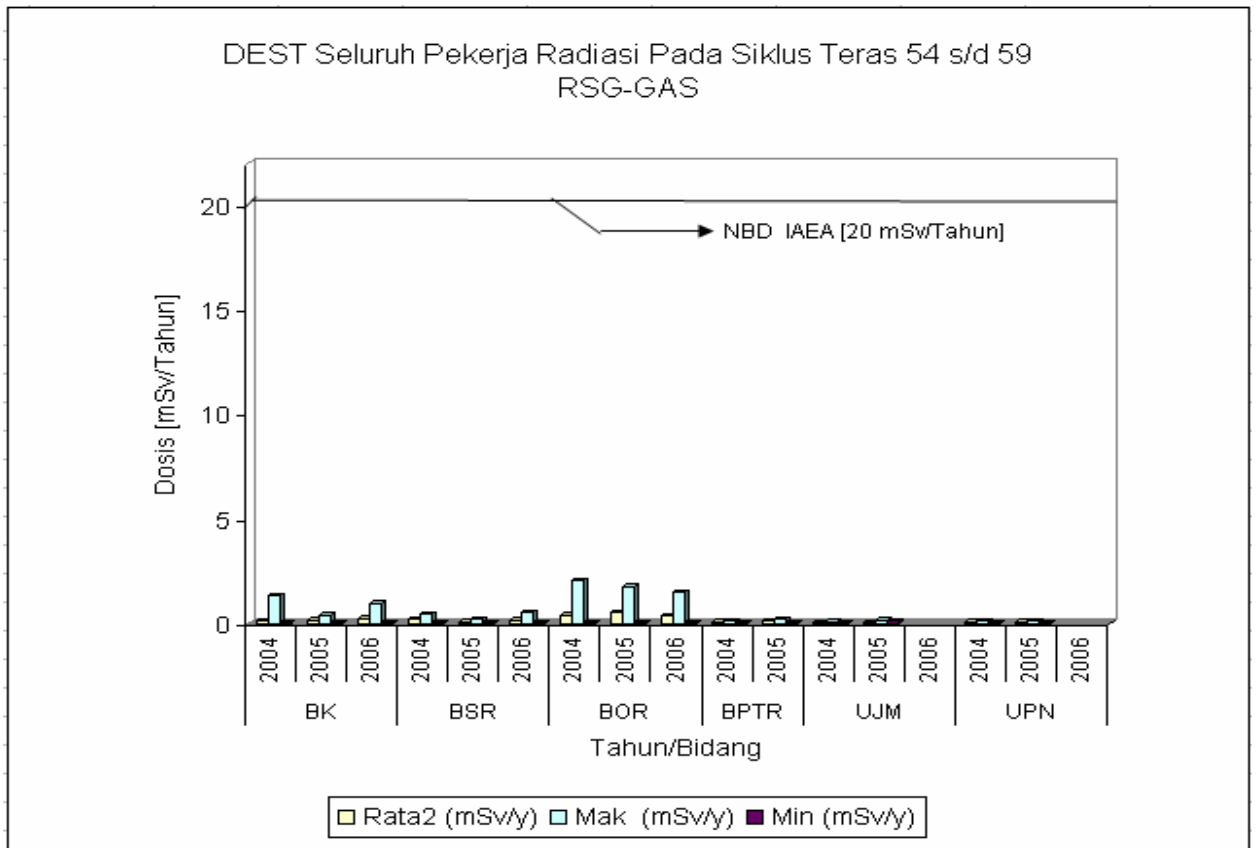
Gambar 6. DEST pekerja radiasi UPN siklus operasi Teras 54-59 RSG-GAS

Gambar 6 terlihat bahwa Unit UPN pada periode siklus operasi teras 54 – 59, pekerja radiasi tidak menerima NBD melebihi 20 mSv/tahun. UPN menerima

dosis rendah dikarenakan ruang lingkup pekerjaannya tidak melakukan pekerjaan di dalam reaktor.

Tabel 8. Hasil pengukuran DEST pekerja radiasi RSG-GAS

Bidang	BK			BSR			BOR			BPTR		UJM		UPN	
	2004	2005	2006	2004	2005	2006	2004	2005	2006	2004	2005	2004	2005	2004	2005
Tahun	2004	2005	2006	2004	2005	2006	2004	2005	2006	2004	2005	2004	2005	2004	2005
Rata2 (mSv/y)	0,14	0,16	0,25	0,23	0,1	0,16	0,42	0,53	0,39	0,085	0,12	0,07	0,06	0,11	0,08
Mak (mSv/y)	1,33	0,42	0,99	0,44	0,2	0,53	2,06	1,79	1,49	0,12	0,23	0,09	0,18	0,15	0,14
Min (mSv/y)	0,05	0,05	0,05	0,06	0,05	0,05	0,05	0,05	0,06	0,05	0,07	0,06	0,13	0,07	0,06



Gambar 7. Grafik hasil pengukuran DEST pekerja radiasi RSG-GAS

Gambar 7 merupakan gambaran keseluruhan dari DEST pekerja radiasi RSG-GAS pada siklus operasi teras 54-59. Bidang Operasi Reaktor DEST pekerja radiasinya menunjukkan lebih tinggi dibanding dengan bidang yang lainnya, meskipun masih dibawah kriteria IAEA yaitu 20 mSv/tahun.

Bidang Operasi reaktor lebih tinggi DEST nya dibanding bidang lain dikarenakan Operator lebih sering melakukan pekerjaan *loading* dan *unloading* di sekitar teras reaktor atau lebih sering melakukan aktivitas pekerjaan di ruang *operation hall*.

Pekerja pada bidang BPTR, UJM, BSR, UPN menerima dosis lebih kecil dibanding bidang lain dikarenakan pekerja pada bidang tersebut jarang masuk ke reaktor. Pekerja perawatan menerima dosis kecil dikarenakan, petugas perawatan dalam melakukan perbaikan peralatan lebih sering melakukan perbaikan peralatan pada saat reaktor *shutdown*.

Pekerja radiasi yang bekerja dalam kurun waktu 3 tahun telah bekerja dengan baik sesuai dengan prosedur kerja yang benar dan mengikuti ketentuan keselamatan bekerja pada daerah radiasi,

sehingga penerimaan dosis yang diterima pekerja radiasi tidak melebihi batas ketentuan yang berlaku. Budaya keselamatan yang dilakukan oleh pekerja radiasi di reaktor G.A. Siwabessy cukup baik dengan berusaha meminimalkan kemungkinan terkena paparan radiasi.

V. KESIMPULAN

Pekerja radiasi yang bekerja di reaktor G.A. Siwabessy yang bekerja dalam kurun waktu 3 tahun yaitu pada tahun 2004-2006 (teras 54 – teras 59) menerima Dosis Ekuivalen Seluruh Tubuh (DEST) masih jauh di bawah harga NBD (IAEA) yang terlihat pada Tabel 1, yaitu sebesar 20 mSv/tahun . Karena BATAN masih menggunakan peraturan 50 mSv / tahun (BAPETEN) maka DEST pekerja radiasi RSG-GAS juga masih sangat jauh dari batas yang diijinkan.

Pekerja radiasi yang bekerja telah mematuhi keselamatan bekerja pada daerah yang mengandung bahaya radiasi sehingga dapat meminimalkan besarnya DEST yang diterima.

Pengendalian paparan radiasi yang diterima pekerja radiasi RSG-GAS perlu dilaksanakan secara kontinyu dan konsisten untuk menjamin pekerja radiasi bekerja dengan selamat.

DAFTAR PUSTAKA

1. IAEA, International Basic Safety Standards for Protection Against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources, Safety Series No. 115, Vienna, 1996.
2. PRSG, Prosedur Pengelolaan Termoluminescence di PRSG, RSK.KK.08.03.61.06, Serpong, 2006.
3. PRSG, Laporan Analisis Keselamatan RSG-GAS Rev. 9, Bab XII, Serpong, 2005.
4. BAPETEN, SK. Ka. BAPETEN No. 01/SK/BAPETEN/V-99 Tentang Ketentuan Keselamatan Kerja Terhadap Radiasi, Jakarta, 1999.
5. Groth, S., Lasting Benefits, Nuclear application in health care, *IAEA Bulletin*, p. 33-40. Vienna, Austria, March 2000.
6. International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication No. 60, Austria, 1991.
7. Pande Made Udiyani, DR, Dasar-dasar proteksi radiasi II, Diklat Selingkung Penyegaran Operator dan Supervisor, Serpong, 2003.

Tanya Jawab :

1. Penanya :

Pertanyaan : C. Tuti Budiantari (PTKMR-BATAN)

1. Apa yang dimaksud dengan siklus operasi teras 54-59?

Jawaban : Suhartono
(PRSG – BATAN)

1. Siklus operasi teras 54-59 yaitu komposisi konfigurasi teras reaktor untuk melakukan operasi teras, dengan menambah bahan bakar, mereposisi bahan bakar untuk operasi sampai fraksi bakarnya kecil (lama operasi satu siklus teras rata-rata 3-3,5 bulan dengan daya 15 MW. Reaktor Serba Guna sampai saat ini, tahun 2008 sudah sampai teras ke-65.

KALIBRASI LUARAN PESAWAT TELETERAPI ^{60}Co XINHUA FCC 8000F/C212 DI RUMAH SAKIT DR. SARDJITO

Dani dan Eni Suswantini

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi - BATAN

ABSTRAK

KALIBRASI LUARAN PESAWAT TELETERAPI ^{60}Co Xinhua FCC 8000F/C212 DI RUMAH SAKIT DR. SARDJITO. Kalibrasi luaran pesawat terapi ^{60}Co Xinhua dilakukan menggunakan detektor kamar ionisasi volume 0,6 cc yang terangkai dengan dosimeter Farmer. Pengukuran faktor rekombinasi ion dilakukan di dalam fantom air pada kedalaman, $d = 5$ cm, jarak sumber ke permukaan fantom, $\text{SSD} = 80$ cm dan luas lapangan radiasi, FS, 10 cm x 10 cm dengan menggunakan metode 2 tegangan. Kalibrasi luaran dalam hal ini dosis serap maksimum dilakukan didalam fantom air pada $d = 5$ cm, $\text{SSD} = 80$ cm dan 9 variasi FS dari 4 cm x 4 cm, hingga 25 cm x 25 cm. Dari hasil kalibrasi luaran diperoleh dosis serap maksimum untuk luas lapangan 4 cm x 4 cm, 5 cm x 5 cm, 8 cm x 8 cm, 10 cm x 10 cm, 12 cm x 12 cm, 15 cm x 15 cm, 18 cm x 18 cm, 20 cm x 20 cm, dan 25 cm x 25 cm berturut-turut adalah $(176,8 \pm 10,3)$ cGy/menit, $(179,5 \pm 10,4)$ cGy/menit, $(184,2 \pm 10,7)$ cGy/menit, $(187,2 \pm 10,9)$ cGy/menit, $(189,6 \pm 11,0)$ cGy/menit, $(192,5 \pm 11,2)$ cGy/menit, $(194,9 \pm 11,3)$ cGy/menit, $(195,5 \pm 11,3)$ cGy/menit, dan $(197,9 \pm 11,5)$ cGy/menit. Dosis serap maksimum ini dapat digunakan sebagai acuan dalam menghitung dosis untuk penyinaran kanker.

Kata kunci : kalibrasi, pesawat teleterapi, dosis serap.

ABSTRACT

THE OUTPUT CALIBRATION OF A ^{60}Co XINHUA TELETERAPY MACHINE AT THE DR. SARDJITO HOSPITAL. The output of a ^{60}Co Xinhua teletherapy machine was calibrated by using an ionization chamber with 0.6 cc volume connected to a Farmer dosimeter. The ion recombination measurement was carried out inside the water phantom at 5 cm depth, SSD (source to surface distance) = 80 cm and FS (field size) = 10 cm x 10 cm using two voltage method. The output calibration in term of maximum absorbed dose was carried out inside the water phantom at 5 cm depth, $\text{SSD} = 80$ cm and 9 different field sizes from 4 cm x 4 cm up to 25 cm x 25cm. Maximum absorbed dose obtained from the output measurement results for field sizes of 4 cm x 4 cm, 5 cm x 5 cm, 8 cm x 8 cm, 10 cm x 10 cm, 12 cm x 12 cm, 15 cm x 15 cm, 18 cm x 18 cm, 20 cm x 20 cm, and 25 cm x 25 cm respectively were (176.8 ± 10.3) cGy/minute, (179.5 ± 10.4) cGy/minute, (184.2 ± 10.7) cGy/minute, (187.2 ± 10.9) cGy/minute, (189.6 ± 11.0) cGy/minute, (192.5 ± 11.2) cGy/minute, (194.9 ± 11.3) cGy/minute, (195.5 ± 11.3) cGy/minute, and (197.9 ± 11.5) cGy/minute. This maximum absorbed dose could be used as a reference in calculating dose for cancer treatment.

Keywords: calibration, teletherapy machine, absorbed dose.

I. PENDAHULUAN

Radioterapi bertujuan memberikan dosis radiasi setepat-tepatnya terhadap jaringan yang sakit

tanpa memberikan efek atau kerusakan yang berarti pada jaringan sehat sekitarnya. Dengan demikian dosis serap merupakan salah satu parameter

dosimetri yang sangat menentukan keberhasilan tujuan radioterapi.

Sebelum jaringan yang sakit atau biasa dikenal tumor ganas atau kanker disinari dengan radiasi, maka perlu diketahui secara pasti letak dan volume kanker berdasarkan hasil diagnosa sebelumnya. Dengan diketahuinya volume tumor dapat diketahui tingkat keganasan kanker tersebut dan dosis yang harus diberikan untuk menyinari kanker tersebut. Selain itu perlu diketahui data yang berkaitan dengan berkas radiasi, seperti dosis acuan, lapangan radiasi dan distribusi dosis^[1].

Untuk menjamin kebenaran nilai dosis radiasi, maka luaran (output) setiap sumber radiasi untuk terapi wajib dikalibrasi secara berkala oleh Fasilitas Kalibrasi Tingkat Nasional sekurang-kurangnya sekali dalam dua tahun^[2].

Pada makalah ini akan diuraikan hasil pengecekan stabilitas dosimeter Farmer, pengukuran faktor rekombinasi ion dan kalibrasi luaran dalam hal ini dosis serap maksimum dari pesawat terapi ⁶⁰Co Xinhua FCC 8000F/C212 milik RS Sardjito Yogyakarta untuk berbagai luas lapangan dari 4 cm x 4 cm sampai 25 cm x 25 cm .

II. TEORI

Pengecekan stabilitas alat ukur dilakukan dengan cara menyinari detektor dengan sumber radiasi ⁹⁰Sr selama 250 detik. Bacaan alat yang telah dikoreksi dengan temperatur dan tekanan yang diperoleh dibandingkan dengan bacaan acuan. Sistem alat ukur dikatakan stabil dan siap digunakan untuk pengukuran apabila perbandingan bacaan alat ukur dan bacaan acuan tidak lebih dari $\pm 1\%$ ^[3].

Perhitungan besarnya dosis serap pada kedalaman 5 cm air, ${}_5D_w$, menggunakan persamaan berikut ^[4] :

$${}_5D_w = M_u \cdot N_D \cdot S_{w.air} \cdot P_S \cdot P_u \cdot P_{repl} \dots\dots\dots(1)$$

dengan :

- ${}_5D_w$ = dosis serap pada kedalaman 5 cm (cGy)
- M_u = bacaan dosimeter terkoreksi temperatur, tekanan dan rekombinasi ion (digit)
- N_D = faktor kalibrasi dosis serap rongga udara detektor
= $N_k (1-g) \cdot k_{att} \cdot k_m$
- N_k = faktor kalibrasi kerma udara (53,5 mGy/nC)
- g = fraksi energi sekunder partikel bermuatan yang hilang menjadi *bremstahlung* (0,003)

k_{att} = faktor atenuasi dinding detektor
(0,990)

k_m = faktor ketidaksetaraan udara dari
dinding dan selubung penimbul
(*build up cap*)
detektor (0,969)

$S_{w,air}$ = nisbah daya henti masa air
terhadap udara (1,133)

P_u = faktor koreksi pertubasi (=1,007
untuk bahan detektor A -150)

P_s = faktor koreksi rekombinasi ion

P_{repl} = koreksi titik efektif pengukuran
pada kedalaman air d cm.

Untuk menghitung besarnya
dosis serap maksimum, D_{maks} dapat
digunakan persamaan berikut. :

$$D_{maks} = \frac{100}{PDD_5} \times P_u \times D_w \dots\dots\dots (2)$$

PDD_5 = persentase dosis di kedalaman 5
cm

Faktor koreksi Pertubasi (P_u)
untuk detektor yang digunakan dalam
pengukuran berkas ^{60}Co diperoleh
berdasarkan Gambar 14 pada protokol
Technical Reports Series No. 277 [4] .
Sedangkan untuk faktor koreksi
rekombinasi ion diperoleh berdasarkan
Gambar 13 pada protokol *Technical
Reports Series No. 277* [4].

III. TATA KERJA

Sumber radiasi yang digunakan
untuk mengecek kestabilan dosimeter

Farmer adalah ^{90}Sr . Sedangkan sumber
radiasi yang akan dikalibrasi adalah
pesawat teleterapi ^{60}Co Xinhua FCC
8000F / C212 milik RS Sardjito
Yogyakarta dengan aktivitas 8442 Ci
per tanggal 26 Maret 2004. Sebagai
dosimeter standar digunakan detektor
kamar ionisasi volume 0,6 cc tipe 2571
no seri 2491 yang dirangkaikan dengan
dosimeter Farmer tipe 2571/IB no seri
1182.

Pengecekan Stabilitas Dosimeter Farmer

Detektor yang terangkai dengan
dosimeter Farmer dinyalakan selama 30
menit untuk pemanasan awal. Kemudian
detektor disinari dengan sumber radiasi
 ^{90}Sr selama 250 detik. Bacaan yang telah
dikoreksi dengan temperatur dan tekanan
yang diperoleh untuk waktu penyinaran
selama 250 detik dicatat . Dengan cara
yang sama dilakukan penyinaran hingga
diperoleh lima data.

Pengukuran Faktor Koreksi Rekombinasi Ion

Pengukuran faktor rekombinasi
ion di lakukan di dalam fantom air pada
kedalaman 5 cm dengan jarak sumber ke
permukaan fantom air (SSD) 80 cm dan
luas lapangan radiasi 10 cm x 10 cm.
Mula-mula detektor yang terangkai

dengan dosimeter Farmer dengan tegangan kerja normal V_1 disinari selama 1 menit dengan sumber radiasi ^{60}Co . Setelah selesai penyinaran bacaan M_1 yang diperoleh untuk tegangan kerja normal V_1 dicatat. Kemudian dilakukan penyinaran yang sama hingga diperoleh 3 data. Selanjutnya dengan cara yang sama dilakukan penyinaran detektor untuk tegangan kerja detektor $V_2 = V_1/4$. Bacaan M_2 yang diperoleh untuk tegangan kerja V_2 dicatat.

Pengukuran Dosis Serap Maksimum

Mula-mula detektor yang terangkai dengan dosimeter Farmer diletakkan di dalam fantom air pada kedalaman 5 cm dengan SSD 80 cm dan luas lapangan radiasi 10 cm X 10 cm. Kemudian detektor disinari dengan sumber radiasi ^{60}Co selama 5 menit untuk pemanasan. Data temperatur dan tekanan udara dimasukkan ke dalam elektrometer. Setelah itu detektor disinari kembali selama 1 menit. Selesai penyinaran bacaan yang sudah terkoreksi terhadap temperatur dan tekanan dicatat. Kemudian detektor disinari kembali hingga diperoleh 3 data. Dengan cara yang sama detektor disinari untuk luas lapangan radiasi yang bervariasi dari 4 cm x 4 cm sampai dengan 25 cm x 25 cm.

IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

Dari hasil pengecekan stabilitas dosimeter Farmer diperoleh bacaan rerata dosimeter Farmer 6,912 nC, sedangkan bacaan standar yang diturunkan dari sertifikat menggunakan koreksi peluruhan adalah 6,944nC. Bila kedua bacaan tersebut dibandingkan akan diperoleh perbedaan sebesar -0,46%. Karena batas maksimum perbedaan yang diijinkan adalah $\pm 1\%$ maka sistem dosimeter Farmer dinyatakan stabil dan bisa digunakan untuk pengukuran.

Dari hasil pengukuran faktor rekombinasi ion diperoleh bacaan rerata M_1 untuk tegangan V_1 adalah 32,48 nC/menit dan bacaan rerata M_2 untuk tegangan V_2 adalah 33,4 nC/menit. Dari kedua data tersebut diperoleh perbandingan M_1 dan M_2 adalah 1,0045. Berdasarkan Gambar 13 yang terdapat pada protokol *Technical Reports Series No. 277* diperoleh faktor rekombinasi ion $P_s=1,0005$.

Hasil pengukuran dosis serap yang dihitung menggunakan persamaan (1) dan (2) dapat dilihat pada Tabel 1.

Tabel 1. Hasil perhitungan dosis serap maksimum pesawat terapi ^{60}Co Xinhua FCC 8000F C212 milik RS Sardjito Yogyakarta.

LUAS MEDAN RADIASI (cm x cm)	LAJU DOSIS MAKSIMUM (cGy/menit)
4 x 4	176,8 ± 10,3
5 x 5	179,5 ± 10,4
8 x 8	184,2 ± 10,7
10 x 10	187,2 ± 10,9
12 x 12	189,6 ± 11,0
15 x 15	192,5 ± 11,2
18 x 18	194,9 ± 11,3
20 x 20	195,5 ± 11,3
25 x 25	197,9 ± 11,5

Dari Tabel 1 dapat dilihat bahwa hasil perhitungan dosis serap maksimum yang dimulai dengan lapangan radiasi 4 cm x 4 cm sampai lapangan radiasi 25 cm x 25 cm menghasilkan dosis serap maksimum yang semakin tinggi. Hal ini menunjukkan kesesuaian dengan semakin besar lapangan radiasi maka akan semakin besar pula radiasi yang terpancar dari pesawat terapi tersebut.

V. KESIMPULAN

Dari hasil pengukuran dosis serap pesawat terapi ^{60}Co Xinhua milik Rumah Sakit dr. Sardjito Yogyakarta diperoleh dosis serap maksimum untuk luas

lapangan 4 cm x 4 cm, 5 cm x 5 cm, 8 cm x 8 cm, 10 cm x 10 cm, 12 cm x 12 cm, 15 cm x 15 cm, 18 cm x 18 cm, 20 cm x 20 cm, dan 25 cm x 25 cm berturut-turut adalah (176,8 ± 10,3) cGy/menit, (179,5 ± 10,4) cGy/menit, (184,2 ± 10,7) cGy/menit, (187,2 ± 10,9) cGy/menit, (189,6 ± 11,0) cGy/menit, (192,5 ± 11,2) cGy/menit, (194,9 ± 11,3) cGy/menit, (195,5 ± 11,3) cGy/menit, dan (197,9 ± 11,5) cGy/menit.

Hasil pengukuran dosis serap ini digunakan sebagai acuan dalam menghitung dosis untuk penyinaran kanker.

DAFTAR PUSAKA

1. SUNTHALINGRAM, N., Medical Radiation Dosimetry, Int. J. Appl. Radiation and Isotope 33 (991-1006), 1982
2. Surat Keputusan Direktur Jendral BATAN No. 84/DJ/VI/1991., tentang : Kalibrasi alat ukur radiasi dan keluaran sumber radiasi, standardisasi radionuklida dan fasilitas kalibrasi. Jakarta 1991
3. Manual 0,6 cc Robust Ionization Chamber, Nuclear Enterprises Limited, Beenham Berkshire England, 1985
4. IAEA, Absorbed Dose Determination in Photon and Electron Beams, Technical Reports Series No. 277, International Atomic Energy Agency, Vienna, 1987
5. British Journal of Radiology Supplement No. 25, Central Axis Depth Dose Data For Use in Radiotherapy, 1996, Published by British Institute of Radiology, London, 1996.

Tanya Jawab :

1. Penanya :

Pertanyaan : A n d a
(Pusdiklat - BATAN)

1. Apakah metode pengukuran ini dapat diterapkan untuk pengukuran luaran pesawat sinar-X untuk industri ?
2. Apa perbedaan alat atau metode antara pengukuran alat teleterapi dengan pesawat sinar-X ?

Jawaban : D a n i

(PTKMR – BATAN)

1. Metode pengukuran ini tidak diterapkan untuk pesawat sinar-X industri.
2. Bedanya adalah : Pada pesawat teleterapi pengukuran harus di dalam air untuk memperoleh dosis serap, sedangkan untuk pesawat sinar-X industri dilakukan di udara untuk mendapatkan kerma udara atau dosis ekivalen / paparan. Penggunaan detektor untuk teleterapi volume 0,6 cc sedangkan untuk sinar-X 400 cc atau 600 cc.

2. Penanya : Yayan Tahyan

(PRR – BATAN)

1. Dalam data hasil ada dua angka plus minus (\pm) itu menunjukkan tanda simpangan baku (SD) atau ketidakpastian pengukuran.

Jawaban : D a n i

(PTKMR – BATAN)

1. Tanda plus minus (\pm) adalah ketidakpastian pengukuran.

3. Penanya : Asep Warsona

(PTKMR – BATAN)

1. Mohon dijelaskan apa yang dimaksud dosis serap ?

Jawaban : D a n i

(PTKMR – BATAN)

1. Dosis serap adalah besarnya energi yang diterima oleh suatu bahan per satuan massa.

PENGARUH LAJU DOSIS IRADIASI TERHADAP PERTUMBUHAN *Plasmodium berghei* STADIUM ERITROSITIK

Darlina, Devita Tetriana, dan Armanu*

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi - BATAN

* Pusat Aplikasi Teknologi Isotop dan Radiasi – BATAN

ABSTRAK

PENGARUH LAJU DOSIS TERHADAP PERTUMBUHAN *Plasmodium berghei* STADIUM ERITROSITIK. Iradiasi gamma dapat digunakan untuk melemahkan parasit malaria dalam rangka preparasi vaksin. Mencit sebagai inang *P.berghei* merupakan model yang representatif dalam pengembangan biologi parasit malaria. Sebagai studi awal dalam pengembangan bahan dasar vaksin malaria dengan teknologi nuklir, dilakukan penelitian pengaruh dosis dan laju dosis iradiasi gamma. Tujuan penelitian adalah untuk mendapatkan dosis yang mampu melemahkan sehingga dapat menghambat pertumbuhan parasit. Pengaruh iradiasi terhadap pertumbuhan parasit dievaluasi dari periode prepaten, persen parasitemia dan kematian mencit. Pada penelitian ini digunakan dosis iradiasi 125 Gy, 150 Gy, 175 Gy, 200 Gy, dan 225 Gy, serta variasi dua laju dosis 126,6 Gy/jam dan 380,5 Gy/jam. Hasil menunjukkan bahwa laju dosis 126,6 Gy/jam lebih efektif dibandingkan laju dosis 380,4 Gy/jam karena periode prepaten yang lebih panjang dan puncak parasitemia yang lebih rendah

Kata kunci: Malaria, vaksin, *P. berghei*, laju dosis, parasitemia, iradiasi

ABSTRACT

THE EFFECT OF DOSE RATE ON THE GROWTH OF *Plasmodium berghei* IN ERYTHROCYTIC STAGE. Gamma radiation can be used to attenuate malaria parasite erythrocytic stage for vaccine preparation. Mice as the host of *Plasmodium berghei* represent suitable model on the developmental biology of malaria parasites. This research was conducted to know an optimal dose and dose rate of gamma irradiation that could inhibit parasite growth as a basic study to get malaria vaccine candidate. Irradiated *Plasmodium berghei* were inoculated into mice and prepatent period, parasitemia, and mortality mice were observed. In this research, the irradiation doses were 125 Gy, 150 Gy, 175 Gy, 200 Gy, and 225 Gy, and two variation of dose rate were 126.6 Gy/hour and 380.5 Gy/hour. The result showed that dose rate of 126.6 Gy/hour was more effective than dose rate of 380.4 Gy/hour due to the longer of prepaten phase, and the lower peak of parasitemia.

Key words; Malaria, vaccine, *P. berghei*, dose rate, parasitemia, irradiation

I. PENDAHULUAN

Plasmodium berghei adalah hemoprotozoa yang menyebabkan penyakit malaria pada rodensia, terutama rodensia kecil. Dasar biologi *plasmodium* yang menyerang rodensia sama dengan *plasmodium* yang menyerang manusia seperti siklus hidup maupun morfologinya, genetik dan pengaturan genomnya, fungsi dan struktur pada kandidat vaksin antigen target^[1]. Sehingga penelitian berbagai aspek parasitologi, imunologi, dan pengembangan vaksin malaria banyak menggunakan parasit rodensia dan mencit sebagai hospesnya, terutama *Plasmodium berghei*. *Plasmodium berghei* banyak digunakan dalam penelitian dan pengembangan biologi pada parasit malaria pada manusia karena sudah tersedianya teknologi pembiakan secara *in vitro* dan pemurnian pada tahapan siklus hidup, pengetahuan pada susunan genom dan pengaturannya. Bahkan hasil analisis molekuler menyampaikan bahwa *Plasmodium berghei* sama seperti plasmodium yang menginfeksi manusia. Dengan model ini kemungkinan dapat dilakukan manipulasi pada hospes sehingga dapat dipelajari perubahan imunologis yang terjadi selama infeksi malaria^[2].

Siklus hidup semua spesies parasit malaria pada manusia atau rodensia adalah sama, yaitu mengalami stadium yang berpindah dari vektor nyamuk ke manusia atau rodensia dan kembali ke nyamuk lagi. Siklus seksual (sporogoni) berlangsung pada nyamuk Anopheles, dan siklus aseksual berlangsung pada manusia atau rodensia, terdiri dari siklus eritrosit (*erythrocytic schizogony*) dan siklus yang berlangsung di dalam parenkim sel hati (*exo-erythrocytic schizogony*). Siklus eritrositik dimulai dengan keluarnya merozoit dari skizon matang di dalam hati ke dalam sirkulasi darah. Setelah merozoit masuk ke dalam eritrosit parasit membesar menjadi sel tunggal yang disebut tropozoit, kemudian mengalami pembelahan inti dan berkembang membentuk beberapa merozoit yang disebut proses skizogoni. Setelah proses skizogoni selesai, eritrosit akan pecah dan melepaskan merozoit ke dalam plasma dan selanjutnya akan menyerang eritrosit lain dan memulai siklus baru. Proses patologi pada malaria adalah akibat siklus eritrosit. Beratnya penyakit malaria berhubungan dengan densitas parasit, serta berhubungan dengan kemampuan parasit bermultiplikasi baik di dalam hati maupun di dalam eritrosit.

Siklus eritrositik ini menimbulkan tanda dan gejala karakteristik dan tidak mereda sampai hospes tersebut mati atau mengaktifkan respon imun yang mampu membunuh atau menekan pertumbuhan parasit^[3].

Pelemahan (atenuasi) mikroorganisma patogen merupakan strategi untuk pengembangan vaksin sejak pertama kali vaksin ditemukan oleh Louis Pasteur. Radiasi gamma dapat digunakan untuk menginaktifkan mikroorganisma untuk preparasi vaksin, disamping metode inaktivasi secara pemanasan atau kimia^[4]. Pada malaria ada beberapa kemungkinan strategi untuk pembuatan vaksin malaria yaitu: 1) Vaksin pre-eritrositik yang dirancang untuk mengaktifkan respon imun untuk membunuh atau menginaktifkan sporozoit, 2) vaksin stadium darah dengan target merozoit bebas untuk mencegah invasi merozoit ke eritrosit atau sel darah merah yang terinfeksi sehingga dapat mencegah infeksi yang terjadi menjadi penyakit, 3) vaksin penghambat transmisi, yang dibuat untuk menghancurkan bentuk gametosit sehingga dapat mencegah transmisi dari strain resisten yang mungkin lolos dari sistem imun^[5]. Iradiasi gamma digunakan untuk melemahkan parasit malaria dalam

stadium darah untuk preparasi vaksin stadium darah yang sehingga diharapkan dapat menghambat pertumbuhan dan perkembangan plasmodium di dalam eritrosit dan menyebabkan reduksi parsial parasitemia.

Pemanfaatan teknologi radiasi dalam bidang vaksin malaria telah digunakan sejak tahun 1967 oleh Nusszweinzig untuk melakukan iradiasi pada nyamuk^[6]. Nyamuk yang telah diiradiasi digigitkan ke mencit percobaan. Setelah dilakukan uji tantang dengan menyuntikkan sporozoit yang hidup ke dalam tubuh mencit, hasilnya 60% mencit memberikan proteksi terhadap sporozoit. Percobaan ini merupakan titik awal dari pengembangan vaksin malaria dengan menggunakan teknik nuklir. Hoffman menyatakan bahwa dosis optimal untuk melemahkan *Plasmodium falciparum* stadium sporozoit adalah antara 150 – 200 Gy^[7]. Laju dosis yang digunakan tidak pernah disebutkan dalam literatur. Oleh karena itu perlu dicari laju dosis optimal untuk mendapatkan kondisi iradiasi yang optimal.

Pada penelitian terdahulu telah dilakukan pelemahan *Plasmodium berghei* stadium eritrositik dengan menggunakan iradiasi gamma dengan kisaran dosis 0 – 175 Gy. Telah

diperoleh hasil antara lain bahwa 150 – 175 Gy merupakan dosis untuk melemahkan parasit^[8]. Dalam penelitian ini digunakan variasi dosis 125 – 225 Gy dengan dua variasi laju dosis (126,6 Gy/jam dan 380,4 Gy/jam). Tujuan penelitian adalah untuk mendapatkan dosis dan laju dosis yang optimal untuk melemahkan parasit dalam stadium eritrositik.

II. BAHAN DAN TATA KERJA

Parasit

Plasmodium berghei strain ANKA diperoleh dari Lembaga Eijkman dan Depkes Jakarta. Pengembang biakan parasit dilakukan dengan cara menginfeksi ke dalam tubuh mencit *strain* Swiss di Laboratorium Biomedika PTKMR.

Hewan coba

Mencit (*Swiss Webster*) jantan yang berumur sekitar 2 bulan dengan berat 25 hingga 30 gram diperoleh dari Bidang Toksikologi Litbangkes. Mencit dipelihara dalam sangkar plastik dengan tutup kawat. Mencit diberi makan pelet dan minum secara *ad libitum* (secukupnya).

Iradiasi *P. berghei*

P. berghei disuntikkan ke mencit secara intra peritonel. Setiap dua hari

sekali dilakukan pemeriksaan jumlah parasit dengan membuat apusan darah tipis. Bila jumlah *P. berghei* sudah mencapai parasitemia > 10%. Jumlah sel darah merah dihitung menggunakan hemositometer. Setelah itu mencit segera dianestesi dengan eter dan darahnya diambil langsung dari jantung menggunakan *syringe* 1 cc yang berisi anti koagulan (*citrat phospat dextrose/CPD*). Darah dibagi dalam beberapa kelompok. Selanjutnya dilakukan iradiasi menggunakan fasilitas IRPASENA, di PATIR-BATAN. Penelitian ini dilakukan dengan variasi dosis ; 0 (kontrol), 125, 150, 175, 200, 225 Gy dengan dua variasi laju dosis yakni 126,6 Gy/jam dan 380,5 Gy/jam. Pemilihan fasilitas iradiator IRPASENA karena letak sumber di tengah sehingga dapat dilakukan variasi laju dosis dengan memperhitungkan jarak sampel terhadap sumber

Inokulasi *P. berghei*

Inokulum merupakan *P. berghei* yang telah dilemahkan dengan sinar gamma, dengan dosis bervariasi serta dua variasi laju dosis. Inokulasi dilakukan dengan menyuntikkan 0,2 ml inokulum yang mengandung $\pm 1 \times 10^5$ *P. berghei* stadium eritrositik secara intraperitoneal.

Pengamatan

Pengamatan dilakukan pada hari ke-1 hingga 24 paska inokulasi meliputi angka parasitemia dan kematian (mortalitas) mencit. Parasitemia pada mencit diamati setiap dua hari sekali dengan mengambil darah perifer dari ujung ekor. Darah yang diperoleh kemudian dibuat sediaan apus darah tipis. Apusan dibiarkan mengering kemudian difiksasi dengan metanol selama 30 detik. Apusan diwarnai dengan 10 % larutan Giemsa dan dibiarkan selama 30 menit^[9]. Preparat diamati dengan menggunakan mikroskop cahaya dengan pembesaran 1000x.

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Pertumbuhan parasit ditandai dengan meningkatnya jumlah atau kepadatan (densitas) parasit dalam sirkulasi darah tepi. Densitas pertumbuhan parasit di dalam darah dinyatakan dengan persen parasitemia. Persen parasitemia menunjukkan jumlah eritrosit yang terinfeksi parasit. Waktu minimum mulai dari masuknya parasit dalam tubuh sampai dengan pertama terlihatnya merozoit di dalam eritrosit adalah periode prepaten. Periode prepaten dan persen parasitemia dipengaruhi oleh virulensi parasit.

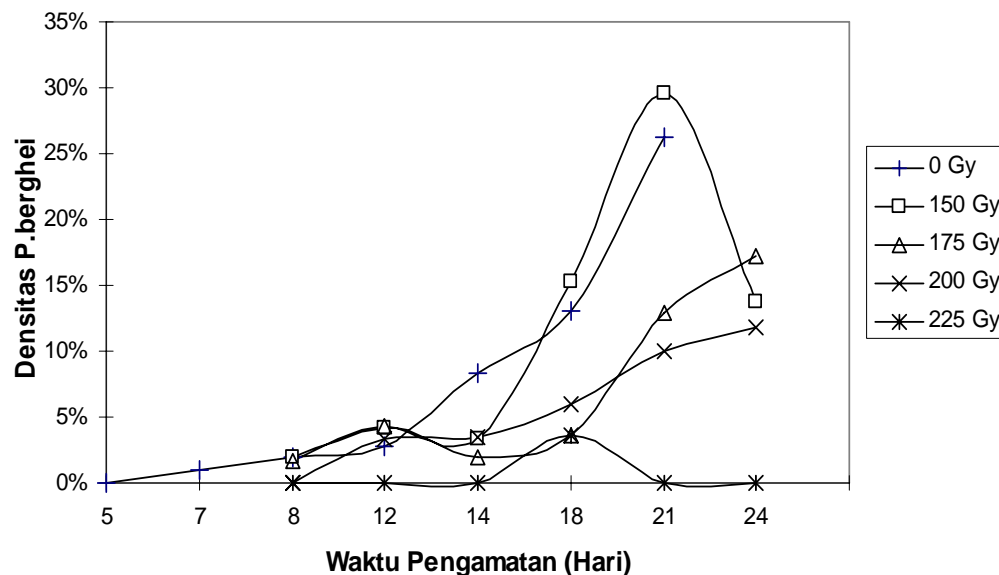
Virulensi parasit salah satunya ditentukan daya multiplikasi parasit dan daya invasi parasit^[10]. Pada penelitian ini, terlihat pada kelompok mencit kontrol yaitu parasit yang tidak diiradiasi sebelum diinfeksi dengan kelompok yang diberi perlakuan terjadi perbedaan periode prepaten. Periode prepaten mencit kontrol adalah dua hari sedangkan pada mencit yang diimunisasi dengan parasit yang diiradiasi, Periode prepaten 8 hari paska imunisasi (Gambar 1 dan 2). Hal ini berarti periode prepaten mengalami pemanjangan hingga 8 hari atau periode paten mengalami penundaan hingga 6 hari. Seperti disebutkan oleh Tork dalam Landau bahwa penundaan periode paten hingga 2 hari sudah signifikan^[10]. Hal ini menunjukkan iradiasi dapat melemahkan parasit sehingga daya invasi parasit menurun.

Pada awal infeksi persen parasitemia meningkat secara cepat. Hal ini menunjukkan pada stadium tersebut belum ada mekanisme imunitas dari tubuh yang bekerja. Hal ini terlihat pada mencit kontrol, daya infeksi parasit yang tidak dilemahkan tetap sehingga pertumbuhan parasit di dalam darah tidak

terhambat. Hal ini terlihat pada Gambar 1 dan 2, pada dosis kontrol (0 Gy) terjadi kurva kenaikan parasitemia yang terus meningkat tajam hingga mencapai puncaknya dan menyebabkan kematian pada mencit.

Kurva densitas parasit pada dosis iradiasi 150 Gy meningkat tajam hingga mencapai puncaknya pada hari ke-21 dengan parasitemia 29 % (Gambar 1). Setelah itu mengalami penurunan yang cukup tajam. Hal ini kemungkinan adanya penurunan parasitemia setelah hari ke-21 karena adanya mekanisme imunitas tubuh yang bekerja menekan pertumbuhan parasit. Pada mencit kontrol, puncak parasitemia 25 % pada

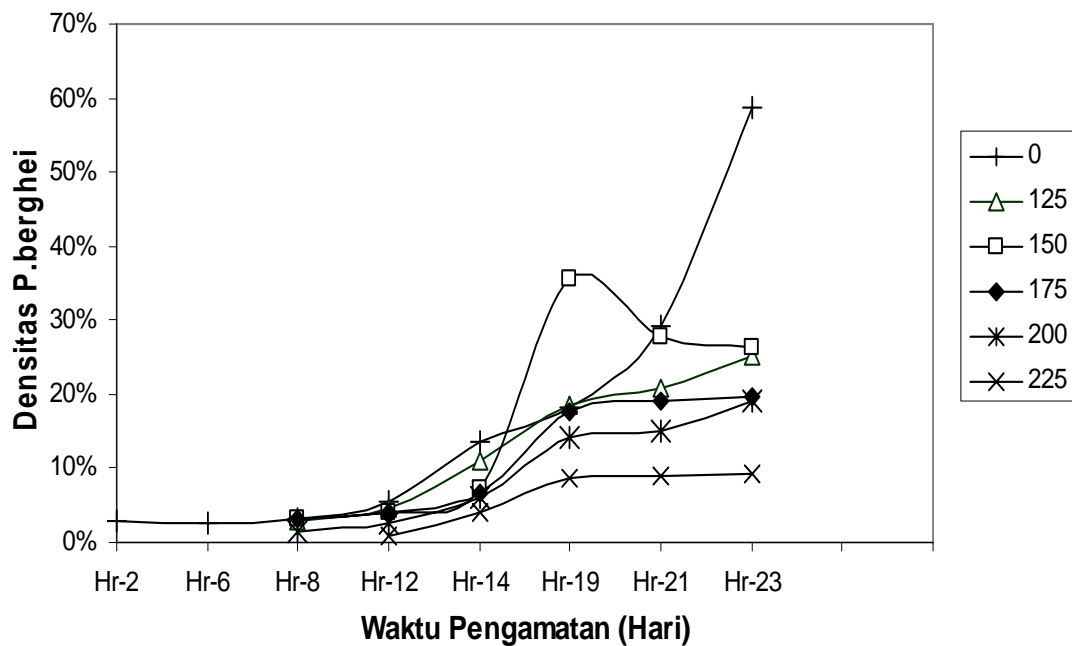
hari ke-21 setelah itu pada hari ke-25 mencit mati. Menurunnya parasitemia pada sel darah tepi mencit kontrol tidak berindikasi adanya mekanisme imunitas tubuh yang bekerja menekan pertumbuhan parasit. Hal ini disebabkan bentuk parasit yang matang pada stadium darah aseksual dapat bersekuestrasi dalam vena postkapiler secara sitoaderens masuk ke dalam jaringan tubuh yang lain sehingga terjadi penurunan pada sel darah tepi^[11]. Parasit darah yang bersekuestrasi ke jaringan lain menyebabkan patologi berat pada inang hingga berakibat kematian.



Gambar 1. Densitas *Plasmodium berghei* yang dilemahkan dengan laju dosis 126,6 Gy/jam

Pada Gambar 2 kurva densitas parasit dengan laju dosis 380,6 Gy/jam terlihat terjadi peningkatan parasitemia pada kelompok dosis 150 Gy pada hari ke-19 kemudian menurun, sedangkan pada kelompok dosis 125 Gy parasitemia terus meningkat. Pada kurva dosis iradiasi 175 Gy, 200 Gy dan 225 Gy terjadi peningkatan yang cukup tajam hingga hari ke-19 dan kemudian garis kurva lebih landai. Hal ini menunjukkan dosis tersebut melemahkan parasit. Parasit yang lemah

dapat menginduksi sistim imunitas tubuh menciit. Hal ini terlihat pada kurva pertumbuhan yang makin mendatar hingga pada pengamatan hari ke-23, diduga adanya mekanisme imunitas tubuh yang bekerja menekan pertumbuhan parasit dalam darah. Demikian pula yang terjadi pada dosis 150 Gy walaupun terjadi peningkatan parasitemia pada hari ke-19 tetapi setelah itu terjadi penurunan parasit yang cukup tajam.



Gambar 2. Densitas *Plasmodium berghei* yang dilemahkan dengan laju dosis 380,4 Gy/jam

Puncak parasitemia pada dosis yang sama untuk kedua laju dosis cukup

berbeda (Tabel 1). Pada laju dosis 126 Gy/jam puncak parasitemia cenderung

rendah, bahkan dosis 225 Gy dimana pada laju dosis 380,5 Gy/jam hingga hari ke-23 derajat parasitemia sekitar 9%, sedang pada laju dosis 126,6 Gy/jam hari ke-21 pada preparat apusan tipis parasit sudah tidak terlihat lagi. Pada laju dosis tinggi, waktu yang dibutuhkan untuk mengiradiasi lebih singkat sehingga diduga terjadi kerusakan sel yang semakin rendah sehingga *recovery* sel lebih cepat. Pada dosis iradiasi 150 Gy dengan laju dosis 126,6 dibutuhkan waktu iradiasi 71 menit 2 detik sedangkan pada laju dosis 380,5 Gy/jam hanya dibutuhkan waktu 23 menit 6 detik. Jadi waktu iradiasi pada laju

dosis 380,5 Gy/jam kurang dari setengah waktu yang dibutuhkan pada laju dosis 126,6 Gy/jam. Sehingga parasit yang dilemahkan dengan laju dosis tinggi memerlukan waktu untuk tumbuh kembali lebih cepat dibanding laju dosis yang lebih rendah. Hal ini terlihat dari periode prepaten yang lebih pendek serta puncak parasitemia yang lebih tinggi. Laju dosis 126,6 Gy/jam lebih efektif dibandingkan dengan laju dosis 380,4 Gy/jam dilihat dari pemanjangan periode prepaten dan puncak parasitemia yang lebih rendah.

Tabel 1. Perbandingan periode prepaten dan parasitemia *P.berghei* antara laju dosis 126,6 Gy/jam dan 380,4 Gy/jam

Dosis (Gy)	Laju dosis (Gy/Jam)			
	126,6		380,5	
	Prepaten (hari)	Puncak parasitemia (%)	Prepaten (hari)	Puncak parasitemia (%)
Kontrol	5	26	2	58,8
150	8	29	8	35,5
175	8	17,2	8	19,6
200	12	11,8	8	19,2
225	18	3,6	12	9,4

Puncak parasitemia pada dosis 175 Gy dan 200 Gy pada kedua laju dosis di bawah 20 %. Menurut Wery^[12] mencit resisten puncak parasitemia dibawah 20 % dan sedikit anemia. Parasitemia cenderung menurun perlahan-lahan dan infeksi menjadi laten. Mencit pada kelompok dosis 175 Gy dan 200 Gy hingga 2 bulan setelah percobaan masih hidup yang darahnya mengandung parasit dalam jumlah sedikit. Hal ini menunjukkan dosis 175 Gy dan 200 Gy merupakan dosis yang efektif dalam melemahkan parasit. Menurut Wellde^[13] derajat resisten terhadap malaria yang diperoleh mencit sebanding dengan besar dosis iradiasi dan jumlah dosis imunisasi. Vaksin stadium darah efektif dalam mereduksi morbiditas dan mortalitas mencit walaupun vaksin ini tidak dapat mengeliminasi semua parasit.

Iradiasi adalah sebuah proses sederhana secara teknik yang dapat menahan struktur mikroorganisme patogen tanpa menghancurkan antigen alamiah atau adjuvan intrinsik. Dengan demikian respon imun yang kuat dapat diinduksi pada inang yang divaksinasi. Imunitas protektif yang tinggi diinduksi

oleh imunisasi dengan sporozoit yang diiradiasi pada dosis subletal [7]. Hal ini berarti bahwa parasit yang lemah mempertahankan kemampuannya untuk masuk dan sebagian berkembang dalam hepatosit tetapi tidak secara penuh matang sehingga mempunyai kemampuan untuk menginduksi pertahanan selular dari inang. Sporozoit yang mati tidak mempunyai efek ini dan tidak memberikan proteksi.

IV. KESIMPULAN DAN SARAN

Dosis iradiasi 200 Gy dengan laju dosis 126,6 Gy/jam merupakan dosis dan laju dosis yang efektif untuk melemahkan parasit. Hal ini ditandai dengan periode prepaten yang panjang, derajat parasitemia serta puncak parasitemia yang rendah.

Untuk mengetahui apakah dosis ini efektif untuk pelemahan *P. berghei* sehingga dapat menimbulkan respon imun mencit yang optimal, perlu dilakukan ujiantang. Ujiantang dilakukan untuk mengetahui respon protektif dari mencit setelah disuntikkan *P.berghei* stadium eritrositik yang hidup.

DAFTAR PUSTAKA

1. LANDAU, I, GAUTRET, P., Animal models rodents In: Malaria, Parasites biology, pathogenesis, and protection, Ed: Sherman, I.W. ASM Press, Washington, DC, 401-417 (1998).
2. LANGHORNE, J., QUIN, S.J., SANNI L.A, Mouse models of blood stage malaria infections : immune responses and cytokines involved in protection and pathology, Chem Immunol. 8, 204-228 (2002)
3. TAMBAYONG, E.H., Patobiologi malaria dalam Harijanto P.N., (Ed) Malaria: Epidemiologi, Patogenesis, Manifestasi klinis dan Penanganannya, Penerbit buku kedokteran EGC, 2000
4. RAZ EYAL, JOSHUA FERRER, Using gamma radiation preserves T-cell responses in bacteria vaccine, Professor of Medicine at University of California, San Diego (UCSD) School of Medicine, 2006
5. KOMISAR, JL., Malaria vaccines, Frontiers in Biosciences 12, 3928-3955, 2007
6. NUSSENZWEIZIG, R.S., VANDENBERG, J., MOST, H. & ORTON C., Protective immunity produced by the injection Of irradiated sporozoit of *Plasmodium berghei*, Nature 216, 160 – 162, 1967
7. HOFMAN, S., GOH L, LUKE, T., SCHNEIDER, I., Le T, DOOLAN, D, SACCI, J, DE LA VEGA, P, DOWLER, M, PAUL, C, STOUTE, J, CHURCH, L., SEDEGAH M, HEPPNER, D, BALLOU, W, RICHIE, T., Protection of human against malaria by immunization with radiation-attenuated *Plasmodium falciparum* sporozoites, J infect Dist 185 (8); 1155-1164, 2002
8. DARLINA, DEVITA, T., Daya infeksi *Plasmodium berghei* yang diirradiasi sinar gamma, Prosiding seminar nasional keselamatan, kesehatan dan lingkungan III, 200-206, 2007
9. LJUNGSTROM, I., PERLAMAM, H., SCHILCHTHERLE, M., SHERE, A., and WAHLGREEN, M., Methods In Malaria Research, MR4/ATCC, Manassas Virginia, 2004
10. LANDAU, J., BOULARD, Y., Life cycles and morphology, In: Rodent Malaria, R. KILLICK-KENDRICK (Ed.), Academic Press, London, 1978, 53 – 157.
11. ANGUS, B.J., CHOTIVANICH, K., UDOMSANGPETCH, R., and WHITE, N J., In vivo removal malaria parasites from red blood cells without their destruction in acute falciparum malaria, Blood 90, 2037-2040, 1997
12. WERY, M., Studies sporogony of rodent malaria parasites. Annals de la societe belge de medicine tropicale 48, 1-137, 1968
13. WELLDE, B.T. AND SADUN, E..H., Resistance produced in rats and mice by exposure to irradiated *Plasmodium berghei*, Experimental parasitology 21, 310-324, 1967.

Tanya Jawab :

1. Penanya :

**Pertanyaan : Nuniek L.
(PATIR-BATAN)**

1. Mengapa laju dosis yang dipakai hanya dua macam ?
2. Mengapa laju dosis yang lebih rendah lebih efektif ?

**Jawaban : Darlina
(PTKMR – BATAN)**

1. Kami menggunakan dua laju dosis yaitu 380,5 Gy/jam sebagai laju dosis tinggi dan 126,6 Gy/jam untuk laju dosis rendah. Karena persediaan *P. berghei* terbatas maka sementara kami menggunakan dua dosis tersebut.
2. Pada laju dosis rendah waktu iradiasi lebih lama dibandingkan dengan laju dosis tinggi, kemungkinan waktu yang dibutuhkan untuk *recovery* sel lebih lama sehingga parasit membutuhkan waktu yang lebih lama dibandingkan laju dosis tinggi, hal ini terlihat dari periode prepaten lebih lama dan puncak parasitemia yang lebih rendah.

2. Penanya :

**Pertanyaan : Titin RH.
(PTKMR-BATAN)**

1. Kenapa pada penelitian ini digunakan *P. berghei*, apakah spesies yang menyebabkan malaria dengan morbiditas dan fertilitas yang tinggi pada manusia antara *Plasmodium falciparum* ?

3. Kenapa variasi dosis yang digunakan 125 Gy dan 225 Gy ?

**Jawaban : Darlina
(PTKMR – BATAN)**

1. Untuk studi awal pembuatan vaksin biasa digunakan *P. berghei* dan mencit sebagai inangnya sebagai model.
2. Sebelumnya telah dilakukan penelitian dengan dosis 0 Gy s/d 175 Gy dan hasilnya 150 Gy dan 175 Gy dosis optimal sehingga pada penelitian ini dicoba dosis yang lebih tinggi.

3. Penanya :

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

1. Vaksinasi malaria belum populer, yang populer vaksinasi DPT, folio dan sebagainya bagi anak balita, Vaksinasi sifatnya pencegahan, Apakah bagi yang terkena malaria masih dapat dilakukan vaksinasi ?

**Jawaban : Darlina
(PTKMR – BATAN)**

1. Vaksin malaria masih dalam penelitian sampai saat ini belum dilepas ke masyarakat. Vaksin malaria Std. Eritrositik ditujukan agar infeksi yang terjadi tidak menjadi penyakit, sehingga penyakit menjadi tidak parah.

FREKUENSI KROMOSOM DISENTRIK DALAM SEL LIMFOSIT PEKERJA DI FASILITAS IRADIASI

Masnelli Lubis dan Viria Agesti Suvifan

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi - BATAN

ABSTRAK

FREKUENSI KROMOSOM DISENTRIK DALAM SEL LIMFOSIT PEKERJA DI FASILITAS IRADIASI. Aberasi kromosom merupakan indikator kerusakan akibat paparan radiasi pada tubuh yang dapat diandalkan untuk dosimetri. Frekuensi kromosom disentrik dalam sel limfosit darah perifer pekerja radiasi dapat diketahui dengan melakukan pemeriksaan terhadap darah pekerja radiasi tersebut. Tujuan penelitian ini adalah untuk mengetahui frekuensi aberasi kromosom disentrik dalam darah pekerja radiasi. Sampel darah perifer yang diperoleh dari enam pekerja radiasi di Fasilitas Irradiasi BATAN dibiakkan pada suhu 37⁰C selama 48 jam dan dipanen dengan prosedur standar. Larutan sel ditetaskan pada gelas preparat dan diwarnai dengan larutan giemsa. Hasil pengamatan menunjukkan bahwa pada satu sampel ditemukan dua kromosom disentrik, lima fragmen asentrik dan satu kromosom cincin dari 500 – 1000 sel metafase yang dihitung, namun semua sel limfosit dikategorikan masih berada dalam keadaan normal. Hal ini kemungkinan disebabkan karena paparan radiasi yang diterima oleh pekerja tidak menginduksi aberasi kromosom atau sel limfosit yang membawa aberasi kromosom tersebut telah mengalami kematian dan diganti dengan sel limfosit baru yang pengambilan darahnya dilakukan beberapa waktu kemudian setelah pajanan. Dapat disimpulkan bahwa sistem proteksi radiasi bagi pekerja radiasi di Fasilitas Irradiasi BATAN berjalan dengan baik.

Kata kunci : Aberasi kromosom, disentrik, sel darah limfosit perifer, dosis, pekerja radiasi.

ABSTRACT

FREQUENCY OF DICENTRIC CHROMOSOME IN LYMPHOCYTE CELL OF WORKERS IN IRRADIATION FACILITY. Chromosomal aberration is an indicator of cell damage induced by radiation exposure to the body that is valuable for dosimetry. Frequency of dicentric chromosome in lymphocyte cells for radiation workers can be determined by observation of the blood of these workers. The aim of this research is to know the frequency of chromosomal aberration based on the number of dicentric chromosome in blood of these workers. Blood samples obtained from 6 radiation workers were cultured in enriched media and harvested after being incubated at 37⁰C for 48 hours. The cell suspension was dropped on slides and stained by giemsa staining. From six blood samples of workers examined, one of them contained two dicentric chromosomes, five acentric fragments and one ring chromosome from 500 – 1000 metaphase cells counted, although all cells were categorized in normal range. This might be caused by the dose of radiation exposure received by those workers did not induce chromosome aberration or lymphocyte cell carrying these chromosome aberration had been died and replaced by new lymphocyte cell and moreover the blood sampling was conducted several weeks after exposure. It was concluded that radiation protection system for radiation workers in irradiation facility in BATAN is in a good condition.

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

I. PENDAHULUAN

Seiring dengan perkembangan penggunaan zat radioaktif dan atau sumber radiasi lainnya serta meningkatnya tuntutan jaminan keselamatan dalam melakukan pekerjaan, maka program pemantauan dosis pekerja memegang peranan penting dalam rangka pemanfaatan radiasi dalam berbagai bidang. Dengan demikian program pemantauan dosis perorangan harus merupakan bagian dari setiap kegiatan pemanfaatan teknologi nuklir^[1].

Aberasi kromosom merupakan indikator kerusakan akibat paparan radiasi pada tubuh yang dapat diandalkan. Pemeriksaan aberasi kromosom, selain untuk memperkirakan tingkat keparahan efek radiasi dan risiko pada kesehatan, juga dapat digunakan sebagai dosimeter biologi. Terdapat dua kelompok utama aberasi kromosom yang diinduksi oleh radiasi pengion pada sel limfosit darah perifer yaitu aberasi kromosom tidak stabil, seperti kromosom disentrik (kromosom dengan dua sentromer) dan kromosom bentuk cincin, serta aberasi kromosom stabil yaitu translokasi (terjadi perpindahan atau pertukaran fragmen dari dua atau lebih kromosom)^[2,3].

Kromosom disentrik terjadi apabila dua lengan kromosom yang

mengalami patahan dari dua kromosom berbeda bergabung membentuk sebuah kromosom dengan dua sentromer atau bentuk kromosom dengan dua sentromer dari dua patahan kromosom pada salah satu lengannya yang seterusnya bersambung kembali^[4]. Frekuensi terjadinya aberasi kromosom khususnya jenis disentrik akibat paparan radiasi sangat bervariasi, antara lain bergantung kepada LET (linear energy transfer), laju dosis, energi dan dosis. Dengan diketahui frekuensi disentrik sebagai fungsi dosis suatu jenis radiasi maka dapat dibuat kurva baku untuk jenis radiasi tersebut^[5].

Tingkat kerusakan yang terjadi pada sel normal dapat diperkirakan melalui pengamatan sel limfosit darah perifer yang merupakan sel yang paling sensitif terhadap radiasi. Kerusakan yang timbul akibat radiasi diindikasikan dengan adanya perubahan struktur kromosom atau aberasi kromosom khususnya kromosom disentrik. Banyaknya kromosom disentrik yang terbentuk, salah satunya sangat bergantung pada besarnya dosis radiasi. Semakin besar dosis semakin tinggi frekuensi kromosom disentrik yang terbentuk^[6]. Identifikasi disentrik akan didukung oleh adanya fragmen asentrik akibat adanya patahan pada lengan kromosom. Fragmen asentrik berasal dari

delesi terminal (patahan ujung lengan kromosom) atau delesi intertinal (hilangnya sebagian kecil dari bagian tengah kromosom pada salah satu lengan kromosom) [7]. Fragmen ini tidak dapat dipakai sebagai dosimeter biologi karena fragmen dapat muncul akibat dari faktor lain seperti kebiasaan merokok. Diperkirakan terdapat satu buah fragmen dalam 250 sel kromosom dan jumlahnya akan meningkat pada sel yang terpapar oleh bahan kimia yang bersifat mutagen [8].

Sel limfosit darah perifer tersebar dan bersirkulasi pada seluruh tubuh sehingga kerusakan yang terjadi dalam darah akan mewakili kerusakan atau dapat memberikan gambaran yang terjadi di dalam tubuh. Jumlah sel limfosit dalam tubuh orang dewasa sehat $\pm 500 \times 10^9$ sel dan sekitar 90% dari sel limfosit darah perifer, berumur panjang dengan waktu paruh sekitar 3 tahun [9]. Analisis aberasi kromosom pada sel limfosit darah perifer telah digunakan sejak tahun 1960 dan terus dilakukan penyempurnaannya terhadap berbagai faktor mulai dari kinetika siklus sel limfosit *in vitro* hingga model matematika untuk mengetahui hubungan jumlah disentrik per sel dengan dosis radiasi. Dengan kejadian disentrik spontan sekitar 2 per 1000 sel, menjadikan teknik ini lebih unggul.

Keunggulan dari aberasi kromosom adalah tekniknya relatif mudah dan telah distandarkan sehingga banyak digunakan dalam evaluasi kecelakaan radiasi, bahkan telah ditetapkan sebagai prosedur rutin dalam skrining pekerja radiasi dan atau kecelakaan radiasi di beberapa negara [10].

Menurut ICRP publikasi No. 60 tahun 1991, untuk tujuan proteksi radiasi Nilai Batas Dosis (NBD) untuk pekerja radiasi 20 mSv per tahun, yang direratakan selama 5 tahun, tetapi tidak boleh melampaui 50 mSv dalam setahun. Sedangkan nilai NBD untuk lensa mata, kulit (1cm^2) serta tangan dan kaki berturut-turut 150 mSv, 500 mSv dan 500 mSv [11]. Untuk memastikan program proteksi radiasi tersebut berjalan dengan baik maka perlu dilakukan pemeriksaan aberasi kromosom.

Untuk menciptakan kondisi kerja yang aman harus mengikuti kaidah-kaidah yang telah digariskan. ICRP menekankan tiga azas dalam pemanfaatan teknik nuklir dalam berbagai bidang kegiatan. Ketiga azas tersebut adalah, justifikasi atau pembenaran, optimisasi proteksi, dan pembatasan penerimaan dosis. Azas optimisasi dimaksudkan agar kemungkinan penerimaan dosis radiasi oleh pekerja maupun anggota masyarakat

dapat ditekan serendah mungkin dengan mempertimbangkan faktor sosial dan ekonomi. Jadi penekanan penerimaan dosis radiasi ini tidak bisa dilakukan hanya dengan mengandalkan pada aspek teknis saja melainkan juga aspek sosial dan ekonomi^[12].

Dalam makalah ini akan dibahas hasil pengamatan aberasi kromosom pada sampel darah perifer dari pekerja radiasi untuk memrediksi dampak kesehatan yang mungkin terjadi akibat paparan radiasi dari berbagai macam sumber radiasi terhadap pekerja radiasi.

II. BAHAN DAN ALAT

II.1. Bahan - bahan :

- RPMI-1640 (Gibco)
- Fetal Bovine Serum (FBS)
- L-glutamin
- Penicillin Streptomycin (Penstrep)
- Phytohemagglutinin (PHA)
- Hepes Buffer
- Colchisin
- Kalium Clorida 0,075 M
- Buffer Phospat pH 6,8
- Larutan fiksatif Carnoy (metanol : asam Asetat = 3:1)
- Pewarna Giemsa 4%
- Entellan

II.2. Alat - alat :

- Biological Safety Cabinet (BSC)

- Inkubator
- Tabung kultur
- Waterbath Kotterman
- Sentrifus
- Pipet ukur
- Mikroskop
- Objek dan *slipp glass*

III. TATA KERJA

III.1. Pengambilan sampel

Pengambilan sampel dilakukan terhadap 6 pekerja dari fasilitas irradiasi di Batan dengan masa kerja dari 13 – 27 tahun serta berbagai sumber radiasi yang digunakan. Dari setiap pekerja diambil sampel darah perifer sekitar 5 ml, menggunakan *syringe* dan segera diberi 0,003 ml Heparin sebagai antikoagulan. Sampel dibagi ke dalam 3 tabung kultur masing-masing 1 ml sampel darah untuk setiap tabung kultur.

III.2. Pembiakan darah

Sampel darah dibiakkan dalam media pertumbuhan yang merupakan campuran dari 7,5 ml RPMI-1640 (Gibco) + 1,0 ml Fetal Bovine Serum (Gibco) + 0,1 ml L-glutamin + 0,2 ml Penicillin Streptomycin (penstrep) + 0,2 ml Hepes Buffer + 0.2 ml Phytohemagglutinin (PHA). Tabung kultur ditutup rapat dan diaduk pelan-pelan. Selanjutnya biakan diinkubasi di

dalam inkubator pada suhu 37°C selama 48 jam. Setelah 45 jam masa inkubasi ke dalam biakan ditambah 0,1 ml Colchisin yang berfungsi untuk memblokir atau menghentikan pertumbuhan sel.

III.3. Pemanenan darah.

Setelah masa inkubasi mencapai 48 jam biakan dipindahkan ke dalam tabung sentrifus dan disentrifus selama 10 menit dengan kecepatan 1500 rpm. Supernatan dibuang dan endapan darah diaduk. Kemudian ke dalam endapan ditambah 8 ml larutan Kalium Klorida 0,56 % dan diaduk dengan membolak-balikkan tabung sentrifus sampai homogen. Setelah itu biakan diinkubasi pada waterbath selama 15 menit pada suhu 37°C dan disentrifus kembali dengan kecepatan yang sama. Supernatan dibuang dan endapan darah dicuci dengan larutan karnoy. Selanjutnya disentrifus kembali dengan kecepatan yang sama. Proses pencucian tersebut diulang-ulang sampai diperoleh endapan yang bersih dan larutan pencuci sudah bening.

III.4. Pembuatan preparat.

Endapan diteteskan di atas objek gelas dan dibiarkan kering pada suhu ruang. Setelah kering preparat diwarnai dengan Giemsa 4% selama 10 menit, kemudian dibilas dengan air mengalir dan

dibiarkan kering pada suhu ruang. Preparat yang telah kering ditutup pakai *cover slipp* dengan memakai perekat entellan dan selanjutnya diamati di bawah mikroskop pada perbesaran 1000x.

III.5. Pengamatan

Untuk mengetahui adanya aberasi kromosom preparat diamati dengan menghitung dan mengamati jumlah kromosom pada preparat seperti disentrik, cincin dan asentrik fragmen. Pengamatan dilakukan pada kromosom yang mempunyai bentuk yang bagus dan mudah untuk diamati dengan jumlah 46 atau lebih pada kromosom yang normal dan tidak normal. Sel kromosom yang dihitung biasanya berkisar dari 500 sampai 1000 sel pada stadium metafase dengan perbesaran 1000x. Jika pada pengamatan sampai pada 500 sel tidak ditemukan kelainan atau aberasi kromosom seperti disentrik dan cincin maka pengamatan dihentikan. Namun jika ditemukan kelainan atau aberasi kromosom maka pengamatan dilanjutkan sampai mencapai 1000 sel metafase.

IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil pengamatan aberasi kromosom disentrik pada sampel darah perifer dari 6 pekerja di Fasilitas Iradiasi disajikan dalam Tabel 1. Pengamatan

dilakukan di bawah mikroskop dengan perbesaran 1000x. Jumlah pengamatan

yang dilakukan adalah 500 – 1000 sel metafase/ sampel.

Tabel 1. Data kromosom disentrik pada sel limfosit darah pekerja radiasi

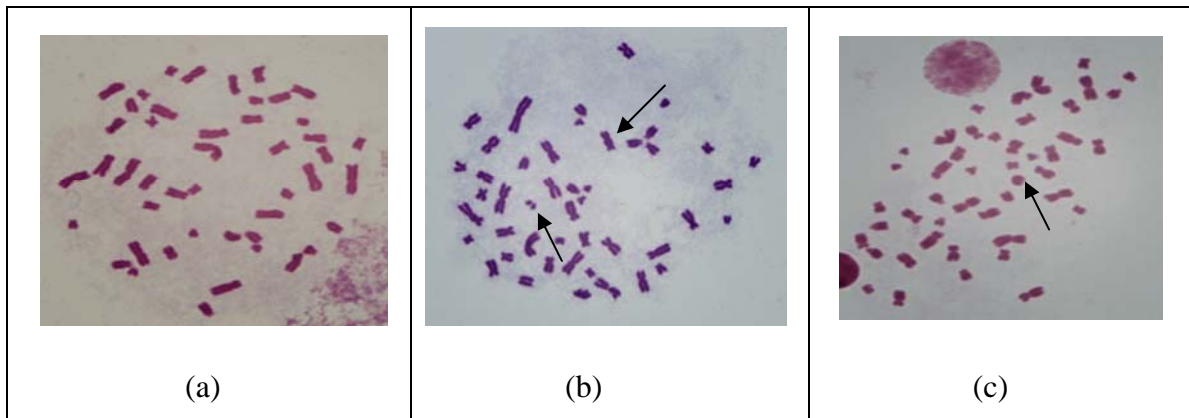
No.	Kode Sampel	Masa Kerja (Tahun)	Jumlah sel metafase	Frekuensi Aberasi Kromosom		
				Disentrik	Fragmen	Cincin
1.	A	22	500	-	-	-
2.	B	24	500	-	-	-
3.	C	24	500	-	-	-
4.	D	27	1000	2	5	1*)
5.	E	24	500	-	-	-
6.	F	13	500	-	-	-

*) = Diduga mengandung kromosom cincin

Dalam penelitian ini sampel sel limfosit darah diperoleh dari 6 pekerja radiasi yang mempunyai masa kerja bervariasi yaitu antara 13 – 27 tahun, dengan penerimaan dosis berdasarkan film badge berkisar antara 0,24 – 1,23 mSv/triwulan. Pada pengamatan terlihat bahwa semua sampel darah masih berada dalam keadaan normal, kecuali sampel nomor 4 ditemukan adanya aberasi kromosom yaitu 2 buah kromosom disentrik dan 5 buah asentrik fragmen serta diduga adanya 1 buah kromosom cincin. Namun hasil pengamatan pada sampel darah ini masih dikategorikan normal karena menurut IAEA frekuensi latar untuk ketiga jenis aberasi tersebut berturut-turut 1 – 2 disentrik, 2 – 3 cincin dan 4 – 7 fragmen masing-masing dalam

setiap 1000 sel metafase masih dikategorikan normal [2].

Spesifisitas disentrik dan cincin secara umum hanya untuk radiasi pengion. Namun aberasi disentrik ini juga teramati pada sel yang tidak diperlakukan apapun atau terjadi spontan meskipun frekuensinya sangat rendah. Aberasi bentuk cincin juga teramati pada sampel klinis dari seseorang yang mempunyai kelainan sejak lahir. Dengan kejadian disentrik spontan sekitar 2 per 1000 sel menjadikan teknik sitogenetik lebih unggul. Akan tetapi teknik ini dapat dikatakan mahal dan memerlukan ketrampilan dan pengetahuan yang tinggi dan tidak sesuai untuk pajanan yang telah lama terjadi karena terbatasnya masa hidup aberasi kromosom tidak stabil (disentrik) [10].



Gambar 1. (a) Sel metafase dengan kromosom normal pada pekerja no 1. (b) Sel metafase dengan kromosom disentrik dan fragmen (tanda panah) pada pekerja no 4. (c) Sel metafase dengan kromosom cincin pada pekerja no 4.

Terbentuknya aberasi kromosom dalam suatu penyerapan dosis merupakan suatu proses probabilitas. Karena probabilitas terbentuknya aberasi kromosom relatif kecil maka diperlukan sampel darah yang banyak. Untuk dosis lebih besar dari 1,0 Gy diperlukan pengamatan sekitar 200 sel metafase, sedangkan untuk dosis yang lebih rendah diperlukan sekitar 1000 sel metafase^[2].

Pemakaian alat-alat keselamatan kerja dalam melakukan pekerjaan sehari-hari seperti pemakaian dosimeter fisik, jas laboratorium, masker, sarung tangan, alas kaki dan penutup kepala sangat membantu untuk menghindari segala risiko yang akan menyebabkan bahaya bagi keselamatan tubuh. Apabila aturan-aturan keselamatan kerja akibat paparan radiasi internal maupun eksternal tersebut diterapkan dengan baik tentu

risiko terjadinya kerusakan sel pada tubuh akan dapat dihindari.

Dari semua kerusakan sel akibat radiasi, kromosom disentrik diyakini spesifik terjadi akibat pajanan radiasi sehingga aberasi disentrik ini digunakan secara luas sebagai dosimeter biologi dan umumnya mudah diamati pada sel limfosit darah perifer. Selain mudah diambil, sel limfosit darah perifer merupakan sel yang paling sensitif terhadap radiasi karena penyinaran darah dengan dosis tunggal 0,2 Gy sudah dapat menimbulkan aberasi kromosom yang dapat dideteksi. Frekuensi terjadinya aberasi kromosom bergantung pada besarnya dosis radiasi yang diterima.

V. KESIMPULAN

Dari 6 sampel darah pekerja radiasi yang diamati, satu sampel diantaranya mengandung 2 buah kromosom disentrik dan 5 buah asentrik fragmen serta diduga adanya 1 buah kromosom cincin. Sedangkan dalam sampel darah lainnya tidak ditemukan adanya aberasi kromosom. Ini berarti sel limfositnya berada dalam keadaan normal karena tidak ditemukan aberasi kromosom. Hal ini kemungkinan disebabkan oleh paparan radiasi yang diterima oleh pekerja tidak menginduksi aberasi kromosom atau sel limfosit yang membawa aberasi kromosom tersebut telah mengalami kematian dan diganti dengan sel limfosit baru karena pengambilan darah dilakukan beberapa waktu kemudian setelah pekerja menerima pajanan. Dari hasil di atas dapat disimpulkan bahwa sistem proteksi radiasi bagi para pekerja radiasi di Fasilitas Iradiasi BATAN berjalan dengan baik.

DAFTAR PUSTAKA

1. WIHARTO, K., Illisit trafficking bahan nuklir dan bahan radioaktif : Kajian kasus-kasus, Buletin ALARA Volume 6 Nomor 1, 57-61, 2004.
2. IAEA, Cytogenetic Analysis For Radiation Dose Assessment. A Manual Series No. 405, International Atomic Energy Agency, Vienna Austria, 2001.
3. MULLER, W. U., and STEFFER, C., Biological indicators for radiation damage, International Journal of Radiation Biology, 59, 863-873, 1991.
4. INDRAWATI, I. LUSIYANTI, Y dan LUBIS, M., Aberasi kromosom Limfosit Oleh Sinar Gamma Co-60, Prosiding PRESENTASI ILMIAH KESELAMATAN RADIASI DAN LINGKUNGAN, Jakarta, BATAN 1993.
5. HALL, E.J., Radiobiology for Radiologist, Fourth Edition. J. B. Lippincot Company, Philadelphia, 1993.
6. UNSCEAR, Annex II; Early Effects in man of High Doses of Radiation, IAEA, Austria, 92-93, 1988.
7. BUCKTON K.E.dan EVANS H.J., Methods for The Analysis of Human Chromosome Aberation, WHO, Geneva, 18 – 21, 1973.
8. LLYOD,D.C., and R.J. PURROT, Chromosome Aberation Analysis In Radiological Protection Dosimetry, *Radiation Protection Dosimetry*, Nuclear Technology Publishing, Vol. 1, No.1, 19-28, 1981.
9. HALL,E.J., Cell-Survival curves in Radiobiology for the Radiologist. 3rd edition J.B Lippincott Company, New York, 18-38, 1987.
10. SYAIFUDIN, M. dan KANG, C. M.,: Induksi Aberasi Kromosom dan Mikronuklei dalam Limfosit Manusia Akibat Radiasi Sinar Gamma dan Keandalannya Sebagai Dosimeter Biologi, Prosiding Seminar Nasional Fisika, Jurusan Fisika, Universitas Andalas, Padang 5 September 2007.

11. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 60. Ann. ICRP 21, No. 1-3, Pergamon Press, Oxford 1991.
12. YULIATI, H., SUYATI dan KUSUMAWATI, D.D, Entrance dose pasien radiografi lumbosacral, *Prosiding Presentasi Ilmiah Keselamatan Radiasi dan Lingkungan IX*, Jakarta, 128 – 129, 2005.

Tanya Jawab :

1. Penanya :

**Pertanyaan : Tur Rahardjo
(PTKMR-BATAN)**

1. Apa hubungannya antara hasil penelitian ini dengan sistem proteksi di Fasilitas Iradiasi BATAN dapat dinyatakan dengan baik?
2. Apakah mewakili jumlah pekerja radiasi yang diambil dengan jumlah 6 orang sebagai sampel?

**Jawaban : Masnelli Lubis
(PTKMR – BATAN)**

1. Pemeriksaan aberasi kromosom disentrik adalah salah satu pemeriksaan fisik akibat paparan radiasi, sehingga dapat dipakai sebagai dosimeter fisik pada sistem proteksi radiasi.
2. Karena pemeriksaan aberasi kromosom dilakukan pada pekerja fasilitas iradiasi yang jumlahnya tidak banyak, maka pemeriksaan terhadap 6 orang pekerja radiasi telah mewakili pekerja radiasi di salah satu Fasilitas Iradiasi.

2. Penanya :

**Pertanyaan : Farida Tusafariah
(PTKMR-BATAN)**

1. Menurut literatur aberasi kromosom akan terjadi pada dosis tunggal 100 mSv, Berapa dosis pekerja radiasi yang dilakukan pemeriksaan aberasi kromosom?
2. Faktor apa saja yang dapat menyebabkan hasil pada aberasi kromosom?

**Jawaban : Masnelli Lubis
(PTKMR – BATAN)**

1. Dosis akumulatif yang diterima 6 pekerja radiasi di Fasilitas Iradiasi BATAN adalah 0,24 s/d 1,23 mSv/triwulan.
2. Faktor yang dapat menyebabkan terjadinya aberasi kromosom akibat paparan radiasi adalah LET (*Linier energy transfer*), laju dosis, energi dan dosis.

SILIKA SEBAGAI MEDIA MIGRASI PEMISAHAN ITRIUM-90 DARI STRONSIUM-90 DENGAN CARA ELEKTROFORESIS

Sulaiman, Adang Hardi Gunawan, dan Abdul Mutalib

Pusat Radioisotop dan Radiofarmaka – BATAN

ABSTRAK

PENGUNAAN SILIKA SEBAGAI MEDIA MIGRASI PEMISAHAN SENYAWA ITRIUM-90 DARI STRONSIUM-90 DENGAN ELEKTROFORESIS. Itrium-90 merupakan radioisotop yang banyak digunakan dalam kedokteran nuklir untuk keperluan terapi. Untuk memperoleh ^{90}Y yang memenuhi persyaratan untuk terapi kanker diperlukan metode pemisahan ^{90}Y dari campuran $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ yang praktis. Telah dilakukan penelitian penggunaan silika sebagai media migrasi pada pemisahan senyawa kompleks ^{90}Y dan ^{90}Sr menggunakan metode elektroforesis. Elektroforesis dilakukan dengan variasi 2 jenis media migrasi yaitu kertas dan silika serta variasi waktu elektroforesis (2,5; 3; 4; 4,5 dan 5 jam), menggunakan penyangga tartrat 0,1 M pH 5. Dihipotesiskan bahwa silika sebagai bahan anorganik dapat digunakan untuk media migrasi elektroforesis. Percobaan menunjukkan bahwa senyawa kompleks Y^{+3} dalam larutan penyangga tartrat migrasi ke anoda, sebaliknya Sr^{+2} tidak membentuk senyawa kompleks dengan larutan penyangga dan bermigrasi ke katoda dengan kedua media migrasi yang digunakan. Silika dapat digunakan sebagai media migrasi untuk pemisahan ^{90}Y dari ^{90}Sr , waktu migrasi untuk silika lebih lama dibanding dengan kertas pada parameter operasional elektroforesis yang sama. Dengan demikian data yang diperoleh dapat menjadi acuan awal yang mendukung terbentuknya generator $^{90}\text{Sr} / ^{90}\text{Y}$.

Kata kunci : elektroforesis, ^{90}Y , ^{90}Sr , silika, penyangga tartrat.

ABSTRACT

USAGE OF SILICA AS MIGRATION MEDIA FOR SEPARATION OF YTTRIUM-90 FROM STRONTIUM-90 USING ELECTROPHORESIS. Yttrium-90 is one of mostly used radioisotope for therapy in nuclear medicine to obtain ^{90}Y which fulfill the requirements for cancer therapy requires a practical method for reparation of ^{90}Y from $^{90}\text{Sr} / ^{90}\text{Y}$ mixture. The usage silica as migration media on separation of ^{90}Y and ^{90}Sr complex compound have been done using electrophoresis method. This procedure was carried out by varying two kinds of migration media : ie paper and silica; as well as varying electrophoresis time (2.5; 3; 4; 4.5and 5 hr) using tartrat buffer 0.1 M pH 5. It was hypothesized that the silica can be used as an organic material for migration on electrophoresis. Results showed that Y^{+3} complex in tartrat buffer migrated to anode, on the other hand, Sr^{+2} did not form a complex compound with those buffer solution. The silica can be used as migration media to separate ^{90}Y from ^{90}Sr , migration time for silica was longer than paper using similar parameter of electrophoresis. Therefore, the data obtained from this study can be used as starting reference to support formation of $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ generator.

Key words : electrophoresis, ^{90}Y , ^{90}Sr , Silica, buffer tartrat.

I. PENDAHULUAN

Kedokteran nuklir telah menerapkan cara pengobatan (terapi) yang efektif dengan memanfaatkan radiasi dari radioisotop yang diberikan ke dalam tubuh atau sel kanker yang bersangkutan, diantaranya adalah menggunakan Itrium-90 (^{90}Y).

Itrium-90 yang digunakan untuk terapi diperoleh dari peluruhan Stronsium-90 (^{90}Sr), yang dipisahkan dari induknya ^{90}Sr , sedangkan ^{90}Sr sendiri merupakan radionuklida hasil belah ^{235}U . Metode pemisahan ^{90}Y dari ^{90}Sr yang telah dikembangkan saat ini pada umumnya adalah metode ekstraksi pelarut dan kromatografi kolom menggunakan penukar ion dan metode pemisahan berbasis membrane^[1].

Pemisahan $^{90}\text{Sr}^{2+}$ dan $^{90}\text{Y}^{3+}$ yang dikembangkan oleh Barrio G. dan Osso J. A.^[2], menggunakan resin penukar kation dengan EDTA sebagai larutan pengelusi yang memisahkan ^{90}Y dari ^{90}Sr . Menurut Saito^[3] untuk mendapatkan pemisahan yang baik, $^{90}\text{Y}^{3+}$ harus dikondisikan agar membentuk senyawa kompleks anion. Perbedaan muatan antara kompleks anion ^{90}Y dengan ^{90}Sr menjadi dasar pemisahan menggunakan resin penukar kation. Ion Sr^{2+} akan terikat pada resin penukar kation dan kompleks anion Itrium seperti $[\text{YCl}_6]^{3-}$

akan terelusi keluar kolom.

Stronsium-90 memiliki energi β^- maksimum yang tinggi sebesar 0,544 MeV dengan valensi +2. Stronsium-90 merupakan salah satu radionuklida hasil belah ^{235}U , mempunyai waktu paro 28,1 tahun. Stronsium-90 memiliki radiotoksitas yang tinggi dan bersifat retensi dalam tubuh^[4], maka dapat merusak sumsum tulang dan juga bersifat karsinogenik, karena itu preparat ^{90}Y yang dihasilkan harus benar-benar bebas dari cemaran ^{90}Sr ^[5]. Spesifikasi radionuklida ^{90}Y untuk terapi yang disyaratkan adalah pengotor $\gamma < 10^{-4}$ Bq/Bq ^{90}Y (γ spektrometer), pengotor $^{90}\text{Sr} < 10^{-5}$ Bq/Bq ^{90}Y (LSC), dan kemurnian radionuklida $> 99\%$ (kromatografi)^[6]. Itrium-90 terbentuk dari peluruhan ^{90}Sr dengan waktu paro 64,1 jam, merupakan radioisotop pemancar β^- dengan energi 2,28 MeV dan daya tembus dalam air 11 mm, ^{90}Y mempunyai valensi + 3 ($^{90}\text{Y}^{3+}$)^[7]. Itrium termasuk dalam golongan logam transisi yang mempunyai kesamaan sifat dengan ion Ho^{3+} , Gd^{3+} , atau ion Sm^{3+} yang dapat membentuk senyawa kompleks.

Elektroforesis adalah metode analisis fisika berdasarkan migrasi partikel bermuatan yang terlarut atau terdispersi dalam larutan elektrolit di bawah medan listrik^[8].

Dihipotesakan bahwa silika dapat digunakan sebagai media migrasi pada elektroforesis mengingat silika sudah umum dipakai sebagai media pemisahan pada kromatografi lapisan tipis, kromatografi kolom dan pada pemisahan penukar ion.

Penelitian ini bertujuan menggunakan media migrasi anorganik (silika) untuk memisahkan ^{90}Y dari ^{90}Sr dengan metode elektroforesis dan membandingkannya dengan media kertas, dan data yang diperoleh dapat mendukung terbentuknya generator $^{90}\text{Sr} / ^{90}\text{Y}$.

II. TATA KERJA

Bahan dan peralatan

Bahan-bahan yang digunakan adalah Y_2O_3 alam (*Strem Chemicals*), SrO alam (*Strem Chemicals*), asam klorida 37% pa (*MERCK*), penyangga tartrat 0,1 M pH 5, kertas elektroforesis *Advantec 51B* (*Whatman no. 1*), *TLC* silika (*MERCK*), dan bahan pendukung lainnya.

Peralatan yang digunakan adalah Elektroforesis yang terdiri dari power supply (*Fihser*) dan chamber. *Gamma management system (GMS) DPC Gamma-C12* dengan detektor NaI(Tl) , *gamma ionization chamber, Atomlab 100 Plus* (*Biodex Medical System*),

spektrometri gamma (*Tennelec*) dengan detektor HPGe , dan alat-alat pendukung lainnya.

Pembuatan larutan ^{90}Y , ^{85}Sr , serta campurannya sebagai sampel elektroforesis

Diitrium trioksida (Y_2O_3) alam yang telah diiradiasi di reaktor G. A. Siwabessy BATAN dilarutkan dengan HCl 2 M, dipanaskan dan diaduk sampai semua larut diharapkan menjadi $^{90}\text{Y(III)Cl}_3$. Larutan ini selanjutnya digunakan untuk sampel elektroforesis pada penentuan migrasi senyawa $^{90}\text{Y(III)Cl}_3$. Itrium yang digunakan berasal dari reaksi $^{89}\text{Y}(n,\gamma)^{90}\text{Y}$.

Stronsium oksida (SrO) alam yang telah diiradiasi di reaktor dilarutkan dengan HCl 2 M dipanaskan dan diaduk sampai semua larut, diharapkan menjadi $^{85}\text{Sr(II)Cl}_2$. Larutan ini selanjutnya digunakan untuk sampel elektroforesis pada penentuan migrasi senyawa $^{85}\text{Sr(II)Cl}_2$. Stronsium yang digunakan adalah ^{85}Sr , pemancar β^- dan γ , sinar γ -nya dijadikan acuan untuk uji kualitatif dengan alat *Multy Channel Analyzer (MCA)* sebagai simulasi untuk ^{90}Sr . Dengan adanya sinar γ dari ^{85}Sr , uji kualitatif dari puncak yang terdapat pada elektroforegram dapat dilakukan.

Stronsium-85 diperoleh dari reaksi ^{84}Sr (n, γ) ^{85}Sr .

Larutan $^{90}\text{Y(III)Cl}_3$ dan larutan $^{85}\text{Sr(II)Cl}_2$ dicampurkan dengan perbandingan 1:1. Larutan ini digunakan untuk sampel elektroforesis campuran ($^{85}\text{Sr(II)Cl}_2/^{90}\text{Y(III)Cl}_3$) pada penentuan migrasi senyawa $^{85}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$.

Penentuan arah migrasi senyawa $^{90}\text{Y(III)Cl}_3$

Penentuan migrasi senyawa $^{90}\text{Y(III)Cl}_3$ dengan media migrasi kertas

Disiapkan kertas elektroforesis (*Whatman no. 1*) dengan panjang 33 cm lebar 1,5 cm kertas ditandai dengan angka : -16, -15,...0..., 15, 16 dengan jarak masing-masing 1 cm. Larutan sampel ^{90}Y diambil 20 μL yang telah disiapkan sebelumnya, lalu ditotolkan di daerah 0 (nol) pada kertas elektroforesis dan dikeringkan dengan *hair dryer*. Kertas elektroforesis dipasang dengan posisi daerah negatif berada di sisi anoda dan daerah positif berada di sisi katoda, seluruh permukaan kertas dibasahi dengan penyangga tartrat 0,1M pH 5. Elektroforesis dilakukan selama 2,5 jam pada tegangan 200 volt. Setelah 2,5 jam kertas diangkat dan dikeringkan.

Kertas yang telah kering dilapisi dengan isolasi transparan dan dipotong

masing-masing sepanjang 1 cm. Setiap potongan 1 cm tersebut diukur cacahannya dengan alat *gamma management system (GMS)*.

Penentuan migrasi senyawa $^{90}\text{Y(III)Cl}_3$ dengan media migrasi silika

Disiapkan *TLC* silika (*MERCK*) dengan panjang 20 cm lebar 1,5 cm dan silika ditandai dengan angka: -9, -8,...0..., 8, 9 dengan jarak masing-masing 1 cm. Larutan sampel ^{90}Y diambil 20 μL yang telah disiapkan sebelumnya, lalu ditotolkan di daerah 0 (nol) pada *TLC* silika dan dikeringkan, *TLC* silika dipasang dengan posisi daerah negatif berada di sisi anoda dan daerah positif berada di sisi katoda kedua ujung silika disambung dengan silika lain hingga kedua ujungnya tercelup pada larutan penyangga, seluruh permukaan *TLC* silika dibasahi dengan penyangga tartrat 0,1M pH 5 ditutup dengan lempengan kaca. Elektroforesis dilakukan selama variasi waktu (2,5; 3; 4; 4,5; 5) jam pada tegangan 200 volt. Setelah selesai *TLC* silika diangkat dan dikeringkan.

TLC silika yang telah kering dilapisi dengan isolasi transparan dan dipotong masing-masing sepanjang 1 cm. Setiap potongan 1 cm tersebut diukur cacahannya dengan alat *gamma management system (GMS)*.

Penentuan arah migrasi senyawa $^{85}\text{Sr}(\text{II})\text{Cl}_2$

Penentuan migrasi senyawa $^{85}\text{Sr}(\text{II})\text{Cl}_2$ dengan media migrasi kertas

Disiapkan kertas elektroforesis (*Whatman no. 1*) dengan panjang 33 cm lebar 1,5 cm kertas ditandai dengan angka : -16, -15, ..., 0, ..., 15, 16 dengan jarak masing-masing 1 cm. Larutan sampel ^{90}Y diambil 20 μL yang telah disiapkan sebelumnya, lalu ditotolkan di daerah 0 (nol) pada kertas elektroforesis dan dikeringkan dengan *hair dryer*. Kertas elektroforesis dipasang dengan posisi daerah negatif berada di sisi anoda dan daerah positif berada di sisi katoda, seluruh permukaan kertas dibasahi dengan penyangga tartrat 0,1M pH 5. Elektroforesis dilakukan selama 2,5 jam pada tegangan 200 volt. Setelah 2,5 jam kertas diangkat dan dikeringkan.

Kertas yang telah kering dilapisi dengan isolasi transparan dan dipotong masing-masing sepanjang 1 cm. Setiap potongan 1 cm tersebut diukur cacahannya dengan alat *gamma management system (GMS)*.

Penentuan migrasi senyawa $^{85}\text{Sr}(\text{II})\text{Cl}_2$ dengan media migrasi silika

Disiapkan *TLC* silika (*MERCK*) dengan panjang 20 cm lebar 1,5 cm dan

silika ditandai dengan angka: -9, -8, ..., 0, ..., 8, 9 dengan jarak masing-masing 1 cm. Larutan sampel ^{90}Y diambil 20 μL yang telah disiapkan sebelumnya, lalu ditotolkan di daerah 0 (nol) pada *TLC* silika dan dikeringkan, *TLC* silika dipasang dengan posisi daerah negatif berada di sisi anoda dan daerah positif berada di sisi katoda kedua ujung silika disambung dengan silika lain hingga kedua ujungnya tercelup pada larutan penyangga, seluruh permukaan *TLC* silika dibasahi dengan penyangga tartrat 0,1M pH 5 ditutup dengan lempengan kaca. Elektroforesis dilakukan selama variasi waktu (2,5; 3; 4; 4,5; 5) jam pada tegangan 200 volt. Setelah selesai *TLC* silika diangkat dan dikeringkan.

TLC silika yang telah kering dilapisi dengan isolasi transparan dan dipotong masing-masing sepanjang 1 cm. Setiap potongan 1 cm tersebut diukur cacahannya dengan alat *gamma management system (GMS)*.

Penentuan arah migrasi campuran ($^{85}\text{Sr}(\text{II})\text{Cl}_2/^{90}\text{Y}(\text{III})\text{Cl}_3$)

Dilakukan dengan cara yang sama dengan penentuan migrasi senyawa $^{85}\text{Sr}(\text{II})\text{Cl}_2$ dengan media migrasi kertas dan penentuan migrasi senyawa $^{85}\text{Sr}(\text{II})\text{Cl}_2$ dengan media migrasi silika, Waktu elektroforesis 2,5 jam untuk media migrasi kertas dan 5 jam dengan

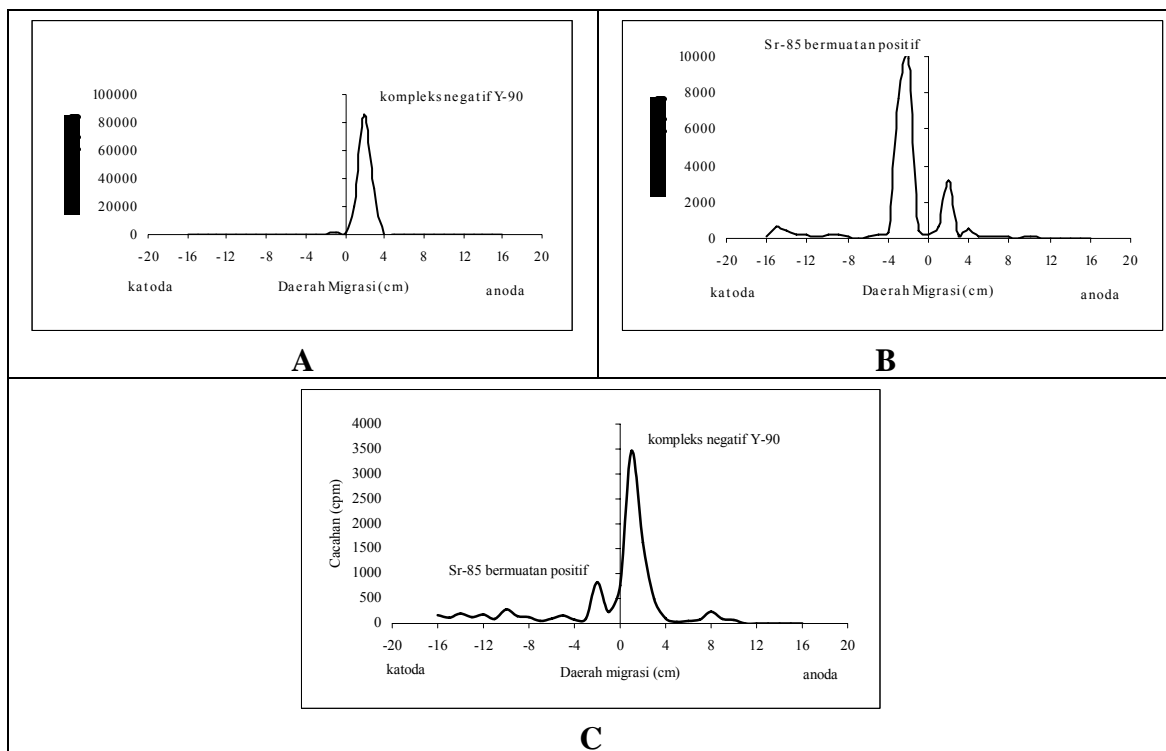
silika. Cacahan tertinggi diuji dengan MCA untuk menentukan mana puncak ^{85}Sr dan puncak ^{90}Y .

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Penelitian penggunaan media migrasi anorganik (Silika) untuk memisahkan ^{90}Y dari ^{90}Sr dengan metode elektroforesis diawali dengan menggunakan media migrasi kertas,

metode ini disebut elektroforesis kertas. Media migrasi kertas yang digunakan diganti dengan media silika.

Elektroforesis $^{90}\text{Y(III)Cl}_3$, $^{85}\text{Sr(II)Cl}_2$ dan Campuran ($^{85}\text{Sr(II)Cl}_2/^{90}\text{Y(III)Cl}_3$) dengan penyangga tartrat 0,1 M pH 5, pada tegangan elektroforesis 200 volt, selama 2,5 jam menggunakan media migrasi kertas elektroforegram ditampilkan pada Gambar 1.



Gambar 1. Elektroforegram (A) ^{90}Y , (B) ^{85}Sr dan (C) Campuran $^{85}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ dengan penyangga tartrat 0,1 M pH 5, pada tegangan elektroforesis 200 volt, selama 2,5 jam dengan media migrasi kertas

Elektroforegram Gambar 1.A menunjukkan ^{90}Y migrasi ke arah anoda dan Gambar 1.B menunjukkan ^{85}Sr migrasi ke arah katoda dengan larutan penyangga tartrat menggunakan media

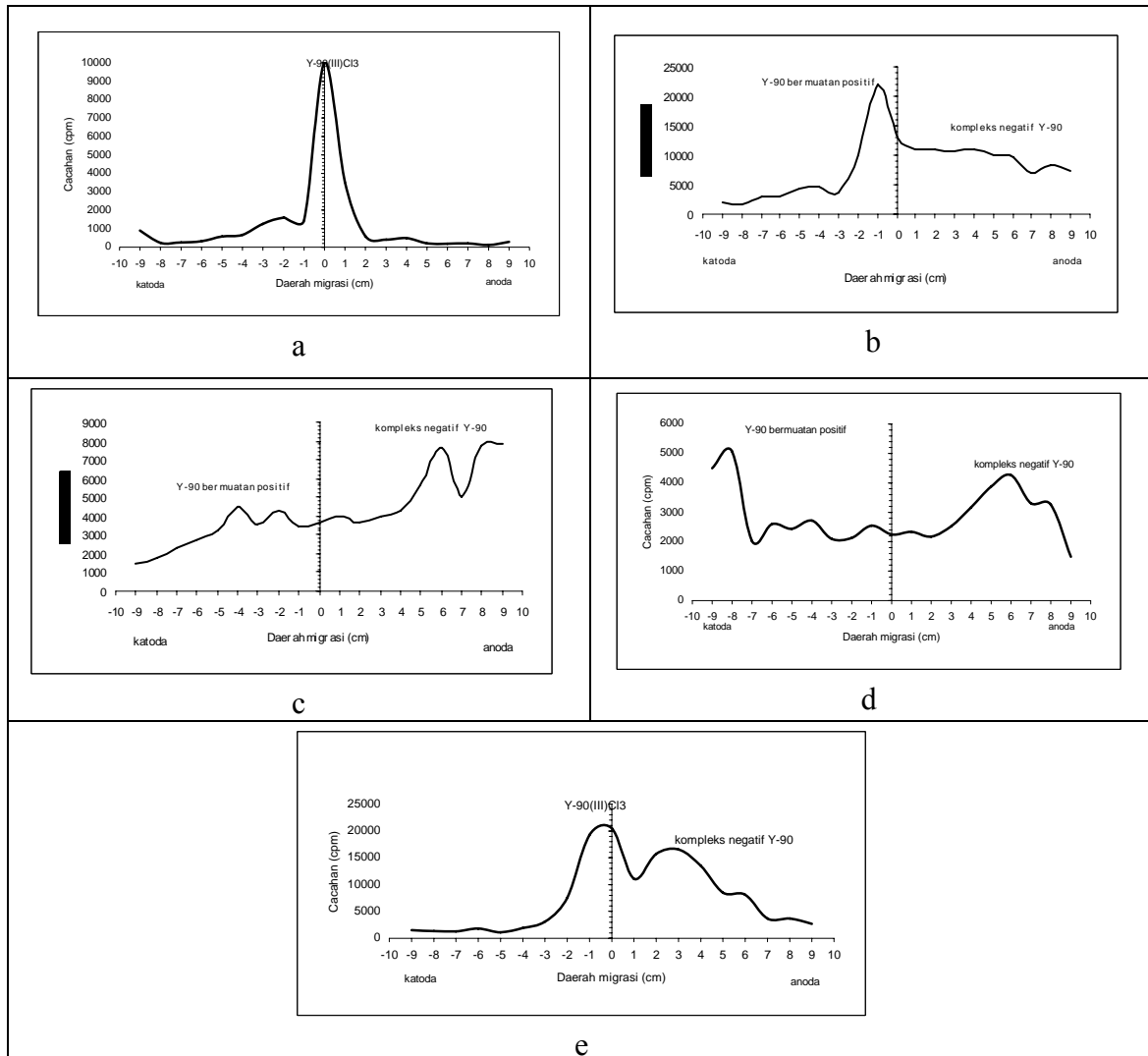
migrasi kertas. Walaupun terdapat puncak di daerah anoda (Gambar 1.B), puncak tersebut bukan ^{85}Sr karena telah dibuktikan dengan MCA, pada puncak daerah anoda tidak terdapat ^{85}Sr yang

memiliki energi γ 513 keV, sebaliknya uji kualitatif ^{85}Sr dengan *MCA* pada puncak daerah katoda terdeteksi ada ^{85}Sr dengan energi γ 513 keV. Hal ini membuktikan Sr tidak membentuk senyawa kompleks dengan adanya HCl dan larutan penyangga saat elektroforesis berlangsung. Elektroforegram Gambar 1.C terlihat pola migrasi campuran $^{85}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ ada dua puncak yang telah dibuktikan dengan *MCA*, puncak di katoda terdapat energi 513 keV yang dimiliki oleh ^{85}Sr sebagaimana Gambar 1.B dan puncak di anoda tidak terdapat energi 513 keV, dapat diartikan puncak di anoda puncak ^{90}Y sebagaimana Gambar 1.A. Keadaan ini menyatakan bahwa campuran $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ dengan elektroforesis dapat dipisahkan dengan jarak pisah cukup jauh menggunakan media migrasi kertas^[9].

Mengingat kertas adalah bahan organik yang tidak dapat bertahan lama terkena radiasi. Penggunaan kertas untuk tujuan pembuatan generator $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ tidak efisien. Alternatif lain menggunakan media migrasi anorganik. Bahan anorganik diharapkan dapat bertahan lama mengingat waktu paro ^{90}Sr sangat lama 28,1 tahun. Salah satu bahan anorganik yang sering digunakan untuk pemisahan berbagai unsur atau senyawa adalah Silika.

Elektroforesis ^{90}Y ($^{90}\text{Y}(\text{III})\text{Cl}_3$) menggunakan media migrasi Silika dengan variasi waktu elektroforesis (2,5; 3; 4; 4,5 dan 5) jam pada tegangan elektroforesis 200 volt dengan penyangga tartrat 0,1M, pH 5 elektroforegram diperlihatkan pada Gambar 2 .

Dari Gambar 2.a dengan waktu yang sama dengan elektroforesis kertas 2,5 jam (Gambar 1) menggunakan Silika belum terjadi migrasi ^{90}Y , migrasi ^{90}Y baru terlihat setelah (3; 4; 4,5 dan 5) jam pada Gambar 2 (b, c, d dan e). Gambar 2(b,c dan d) terlihat migrasi ^{90}Y menyebar ke kedua arah anoda dan katoda ini menunjukkan saat elektroforesis berlangsung ^{90}Y sebagian berbentuk $^{90}\text{Y}^{+3}$ dan sebagian berbentuk senyawa kompleks ^{90}Y bermuatan negatif. Berdasarkan Gambar 2 (b, c dan d) dimungkinkan sebelum terbentuknya kompleks ^{90}Y bermuatan negatif, $^{90}\text{Y}(\text{III})\text{Cl}_3$ terurai menjadi $^{90}\text{Y}^{+3}$ seiring waktu elektroforesis $^{90}\text{Y}^{+3}$ membentuk senyawa kompleks ^{90}Y yang bermuatan negatif. Kompleks ^{90}Y bermuatan negatif baru dominan terbentuk setelah elektroforesis berlangsung selama 5 jam Gambar 2.e. Makin lama waktu elektroforesis semakin banyak terbentuk senyawa kompleks ^{90}Y bermuatan negatif.



Gambar 2. Elektroforegram ^{90}Y menggunakan media migrasi Silika dengan variasi waktu elektroforesis, (a) 2,5 jam (b) 3 jam (c) 4 jam (d) 4,5 jam (e) 5 jam pada tegangan elektroforesis 200 volt dengan penyangga tartrat 0,1 M pH 5.

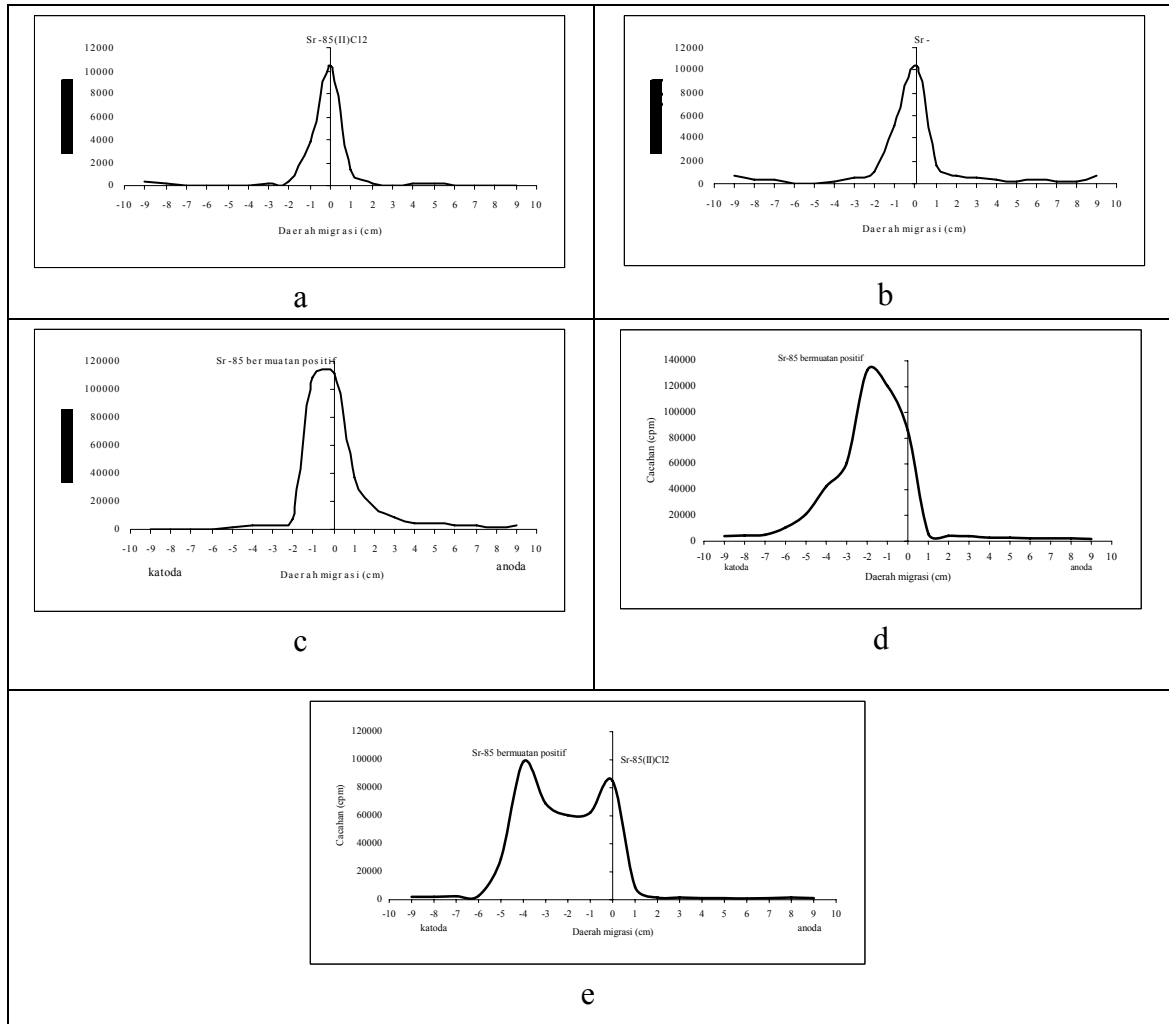
Elektroforesis ^{85}Sr ($^{85}\text{Sr(II)Cl}_2$) menggunakan media migrasi Silika dengan variasi waktu elektroforesis (2,5; 3; 4; 4,5 dan 5) jam pada tegangan elektroforesis 200 volt dengan penyangga tartrat 0,1 M pH 5 elektroforegram diperlihatkan pada Gambar 3.

Dari Gambar 3.(a dan b) dengan variasi waktu elektroforesis ^{85}Sr (2,5 dan

3) jam belum terlihat migrasi ^{85}Sr . Migrasi baru terlihat setelah elektroforesis berlangsung selama (4; 4,5 dan 5) jam Gambar 3(c, d dan e) arah migrasi ke katoda hal ini menjelaskan ^{85}Sr tetap bermuatan positif. Untuk tujuan pemisahan ^{90}Y dari ^{85}Sr menggunakan Silika maka elektroforesis campuran $^{85}\text{Sr(II)Cl}_2/^{90}\text{Y(III)Cl}_3$ dipakai waktu

elektroforesis selama 5 jam berpatokan pada Gambar 2.e dan Gambar 3.e, dengan

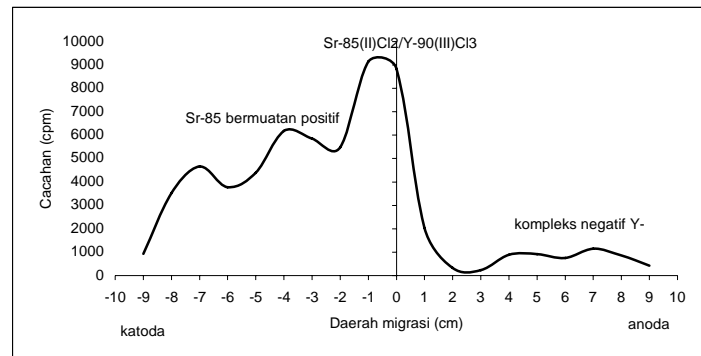
migrasi kompleks ^{90}Y bermuatan negatif yang dominan dan migrasi ^{85}Sr terjauh.



Gambar 3. Elektroforegram $^{85}\text{Sr}(\text{II})\text{Cl}_2$ menggunakan media migrasi Silika dengan variasi waktu elektroforesis, (a) 2,5 jam (b) 3 jam (c) 4 jam (d) 4,5 jam (e) 5 jam pada tegangan elektroforesis 200 volt dengan penyangga tartrat 0,1 M pH 5.

Elektroforesis campuran $^{85}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ ($^{85}\text{Sr}(\text{II})\text{Cl}_2/^{90}\text{Y}(\text{III})\text{Cl}_3$) menggunakan media migrasi Silika pada tegangan elektroforesis 200 volt, selama 5 jam

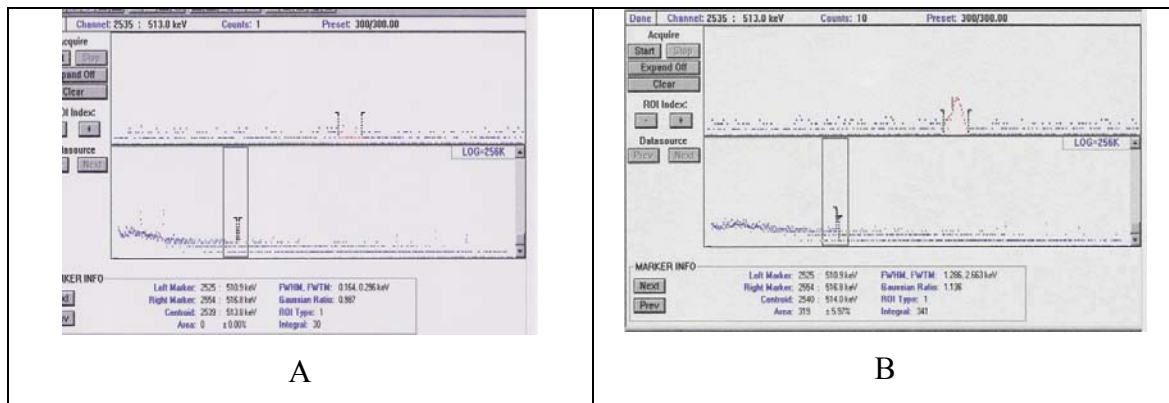
dengan penyangga tartrat 0,1 M pH 5 ditampilkan elektroforegram pada Gambar 4.



Gambar 4. Elektrofogram campuran ($^{85}\text{Sr}(\text{II})\text{Cl}_2/^{90}\text{Y}(\text{III})\text{Cl}_3$) menggunakan media migrasi Silika pada tegangan elektroforesis 200 volt, selama 5 jam dengan penyangga tartrat 0,1 M pH 5.

Elektrofogram pada Gambar 4 terlihat ada puncak di anoda dan katoda, uji kualitatif untuk ^{85}Sr dengan alat *MCA* terbukti puncak di anoda adalah ^{90}Y sebaliknya puncak katoda adalah ^{85}Sr karena pada uji kualitatif dengan *MCA*

terdeteksi energi 513 keV yang dimiliki oleh ^{85}Sr (Gambar 5.B) sedangkan puncak di anoda tidak terdeteksi adanya energi 513 keV (Gambar 5.A) membuktikan ini bukan ^{85}Sr melainkan ^{90}Y .



Gambar 5. Uji kualitatif stronsium dengan alat *MCA*, untuk puncak pada elektrofogram campuran $^{85}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ ($^{85}\text{Sr}(\text{II})\text{Cl}_2/^{90}\text{Y}(\text{III})\text{Cl}_3$) pada tegangan elektroforesis 200 volt, selama 5 jam dengan penyangga tartrat 0,1 M pH 5 (A) puncak daerah anoda, (B) pada puncak daerah katoda .

Campuran $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ dengan elektorforesis kertas dalam waktu 2,5 jam pada tegangan 200 volt menggunakan larutan penyangga tartrat 0,1 M pH 5 sudah dapat dipisahkan tidak demikian halnya dengan elektroforesis Silika. elektroforesis menggunakan media silika

membutuhkan waktu yang lebih lama dari elektorforesis kertas kemungkinan pori-pori silika lebih rapat dari kertas ini terlihat dari penyebaran larutan penyangga tartrat pada silika lebih lama dibanding kertas, elektroforesis silika harus ditutup dengan lempengan kaca

untuk menghindari penguapan larutan penyangga, kalau tidak tertutup kaca pada saat larutan penyangga menguap terjadi pengkristalan garam pada media silika ditambah lambatnya penyebaran larutan penyangga ke media silika hal ini mengakibatkan media migrasi silika terbakar.

IV. KESIMPULAN

Dari hasil penelitian penggunaan Silika sebagai media migrasi untuk pemisahan senyawa Itrium-90 dari Stronsium-90 dengan elektroforesis disimpulkan bahwa silika dapat digunakan sebagai media migrasi. Pemisahan ^{90}Y dari ^{90}Sr dengan silika waktunya lebih lama dibanding dengan kertas pada parameter operasional elektroforesis yang sama, dengan demikian data yang diperoleh dapat menjadi acuan awal yang mendukung terbentuknya generator $^{90}\text{Sr} / ^{90}\text{Y}$.

UCAPAN TERIMA KASIH

Ucapan terimakasih disampaikan kepada Prof. Swasono R. Tamat, M.Sc. Ph.D yang telah memberikan bimbingan penulisan serta masukan dan saran di dalam penulisan makalah ini dan kepada Abidin yang telah membantu melakukan persiapan target untuk diiradiasi di reaktor (PRSG).

DAFTAR PUSTAKA

1. HAPPEL S., STRENG R., VATER P., ENSINGER W., 2003, "Sr/Y Separation by Supported Liquid Membranes Based on Nuclear Track Micro Filter", Radiation Measurements 36, Elsevier Ltd, 761-766.
2. BARRIO G AND OSSO J.A., 2007, "Development of Methodology for the preparation of ^{90}Sr - ^{90}Y generators", INAC, Santos, SP, Brazil
3. SAITO, N., 1984, "Selected Data on Ion Exchange Separations in Radioanalytical Chemistry Pure & Application Chemistry", 56, (4), Pergamon Press Ltd., Great Britain.
4. TALMAGE, S. S., 1994, "Toxicity Summary for Strontium-90", U. S. Department of Energy, Tennessee.
5. PILLAI M. R. A., VENKATESH, S., BANERJEE, G., *ET AL.*, 2003, "Development of Radioactively Labelled Cancer Seeking Biomolecules for Targeted Therapy", IAEA – TEC doc – 1359, hal 107-111.
6. www.emea.europa.eu/humandocs/PDFs/EPAR/yttriga/059606en6.pdf - 2006-10-30.
7. BLAHD, W. B., 1971, "Nuclear Medicine", 2 ed., Mc. Graw-Hill Book Company, New York, hal. 776.
8. "Farmakope Indonesia", 1995, Edisi ke-4, Departemen Kesehatan. Jakarta, hal.992.
9. SULAIMAN, GUNAWAN A. H., KUNDARI N. A., MUTALIB A., 2006, "Karakterisasi Spesi Senyawa Kompleks Itrium-90 dan Stronsium-

90 dengan elektroforesis kertas”,
Prosiding Seminar Nasional Ke-37
Jaringan Kerja Sama Kimia
Indonesia, Buku II, hal. 145-152.

Tanya Jawab :

1. Penanya :

**Pertanyaan : Leli Nirwani
(PTKMR-BATAN)**

1. Mengapa ^{90}Y dipisahkan dari ^{90}Sr , mohon dijelaskan?
2. Apa alasan dipilihnya silika sebagai media migran ?

**Jawaban : Sulaiman
(PRR – BATAN)**

1. Untuk dapat memanfaatkan radiasi β dari ^{90}Y , jika tidak dipisahkan maka tidak dapat digunakan karena ^{90}Sr mempunyai $T_{1/2}$ 28,1 tahun dan terdeposisi di tulang serta bersifat toxis dan karsinogenik.
2. Karena silika merupakan bahan anorganik tahan terhadap radiasi β ^{90}Sr .

2. Penanya :

**Pertanyaan : Wira Y. Rahman
(PRR-BATAN)**

1. Berapa kuat arus yang digunakan pada proses elektroforesis?
2. Apakah sudah diketahui kuat arus optimum untuk proses elektroforesis ?

**Jawaban : Sulaiman
(PRR – BATAN)**

1. Pada elektroforesis yang digunakan adalah tegangan listrik bukan arus listrik, tegangan yang digunakan adalah 200 volt.

2. Tegangan optimum untuk silika belum dilakukan optimasi

3. Penanya :

**Pertanyaan : Irawan Sugoro
(PATIR-BATAN)**

1. Secara ekonomis dan waktu, mana yang lebih efektif silika atau kertas?
2. Apakah ada bahan selain silika dan kertas untuk pemisahan ?

**Jawaban : Sulaiman
(PRR – BATAN)**

1. Mengingat waktu paro ^{90}Sr 28,1 tahun, kertas tidak bertahan dengan radiasi, oleh karena itu pemakaian jangka panjang penggunaan silika diharapkan lebih ekonomis.
2. Ada, yaitu alumina.

PENENTUAN DOSIS EKIVALEN PERORANGAN $H_p(10)$ UNTUK BERKAS GAMMA ^{137}Cs BERDASARKAN PERHITUNGAN DAN PENGUKURAN LANGSUNG

Nurman Rajagukguk

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi - BATAN

ABSTRAK

PENENTUAN DOSIS EKIVALEN PERORANGAN $H_p(10)$ UNTUK BERKAS GAMMA ^{137}Cs BERDASARKAN PERHITUNGAN DAN PENGUKURAN LANGSUNG. Makalah ini menguraikan penentuan dosis ekuivalen perorangan $H_p(10)$ untuk berkas radiasi gamma ^{137}Cs berdasarkan perhitungan dan pengukuran langsung yang dilakukan di laboratorium dosimetri IAEA. Penentuan dosis ekuivalen perorangan $H_p(10)$ berdasarkan perhitungan dilakukan dengan detektor ionisasi standar sekunder volume 600 cc tipe NE 2575 yang dirangkaikan dengan elektrometer Farmer tipe 2570/1B sedangkan berdasarkan pengukuran langsung dilakukan menggunakan detektor ionisasi standar sekunder $H_p(10)$ volume 10 cc tipe T34035 yang dirangkaikan dengan elektrometer Keithley tipe 6517 A. Sebagai sumber radiasi digunakan pesawat Calibrator OB 85 dengan sumber radiasi ^{137}Cs dengan aktivitas 740 GBq. Diameter sumber radiasi pada jarak 200 cm adalah 44 cm. Pengukuran dilakukan pada jarak sumber radiasi ke detektor 200 cm. Hasil penentuan dosis ekuivalen perorangan $H_p(10)$ untuk berkas radiasi ^{137}Cs menggunakan perhitungan diperoleh nilai dosis ekuivalen perorangan $H_p(10)$ sebesar $(187,14 \pm 2,68)$ $\mu\text{Sv}/\text{menit}$ sedangkan berdasarkan pengukuran langsung diperoleh sebesar $(181,40 \pm 1,99)$ $\mu\text{Sv}/\text{menit}$. Hal ini menunjukkan adanya perbedaan sebesar 3,2 % antara perhitungan dan pengukuran langsung

Kata kunci : dosis ekuivalen perorangan $H_p(10)$, detektor ionisasi standar sekunder, kerma udara, faktor kalibrasi kerma udara, faktor kalibrasi dosis ekuivalen perorangan.

ABSTRACT

THE DETERMINATION OF THE PERSONAL DOSE EQUIVALENT $H_p(10)$ FOR A ^{137}Cs BEAM BASED ON THE CALCULATION AND DIRECT MEASUREMENT. This paper describes the determination of the personal dose equivalent based on the calculation and direct measurement which carried out at the IAEA dosimetry laboratory. The determination of personal dose equivalent based on the calculation has been carried out using a 600 cc ionization chamber of type NE 2575 connected with a Farmer electrometer of type 2570/1B and direct measurement by using a $H_p(10)$ secondary standard ionization chamber of type T34035 volume of 10 cc connected with a Keithley electrometer of type 6517A. Calibrator OB 85 with ^{137}Cs activity of 740 GBq was used as a radiation source. The size of radiation field is 44 cm in diameter at 200 cm from the source. Measurement of a ^{137}Cs gamma beam has been carried out at the source to the detector distance of 200 cm. The result obtained showed that the personal dose equivalent $H_p(10)$ based on the calculation was (187.14 ± 2.68) $\mu\text{Sv}/\text{minute}$ and by direct measurement was (181.40 ± 1.99) $\mu\text{Sv}/\text{minute}$. In Conclusion there was a discrepancy value of 3.2 % between calculation and direct measurement.

Key words : personal dose equivalent $H_p(10)$, secondary standard ionization chamber, air kerma, air kerma calibration factor, personal dose equivalent calibration factor.

I. PENDAHULUAN

Besaran operasional untuk pemantauan dosis perorangan adalah dosis ekuivalen perorangan $H_p(10)$ untuk radiasi berpenetrasi kuat dan $H_p(0,07)$ untuk radiasi berpenetrasi lemah^[1]. ISO 4037-3 merekomendasikan nilai benar konvensional dosis ekuivalen perorangan, $H_p(10)$ diperoleh dengan cara mengalikan nilai kerma udara K_a dengan faktor konversi yang sesuai dengan energi foton yang diukur $h_{pK}(10, E, \alpha)$ ^[2]. Untuk mendapatkan kerma udara K_a maka dilakukan pengukuran menggunakan detektor ionisasi yang dikalibrasi dalam besaran kerma udara N_k , sedangkan faktor konversi dari K_a menjadi $H_p(10)$ dengan energi tunggal dapat dilihat pada ICRP publikasi 74^[3].

Pada tahun 1996 Council Directive 96/29/Euratom Union mengadopsi besaran dosis ekuivalen perorangan tersebut di atas untuk dimasukkan dalam undang-undang nasional dari negara-negara anggota Uni Eropa. Dengan masuknya besaran ini maka laboratorium kalibrasi harus mampu mengkalibrasi dosimeter-dosimeter dalam besaran tersebut.

Ada 2 cara untuk menentukan nilai benar konvensional $H_p(10)$. Pertama adalah dengan menentukan faktor konversi yang benar dengan mengukur

spektrum berkas radiasi yang digunakan untuk kalibrasi. Hal ini membutuhkan spektrometer foton yang mahal dan canggih. Sedangkan cara yang kedua adalah menggunakan detektor standar sekunder untuk mengukur langsung $H_p(10)$ pada lembaran fantom. Dengan detektor standar ini maka pengukuran spektrum berkas radiasi dan penggunaan faktor konversi tidak diperlukan.

Saat ini detektor standar sekunder untuk mengukur langsung nilai benar konvensional $H_p(10)$ sudah tersedia secara komersil. Detektor ini dikembangkan oleh Ulrike Ankerhold dan Peter Ambrosi dari Physikalisch Technische Bundesanstalt dan Thomas Eberle dari Physikalisch Technische Werksättten Dr Pychlau GmbH, Jerman^[4].

Makalah ini menguraikan hasil penentuan nilai benar konvensional $H_p(10)$ berdasarkan perhitungan dan pengukuran langsung yang dilakukan di Laboratorium Dosimetri IAEA, Seibersdorf. Penentuan nilai benar konvensional $H_p(10)$ berdasarkan perhitungan dilakukan dengan detektor standar sekunder milik Laboratorium Metrologi Radiasi, PTKMR-BATAN sedangkan pengukuran langsung dilakukan menggunakan detektor standar sekunder $H_p(10)$ milik IAEA. Dengan

adanya perbandingan antara perhitungan dan pengukuran langsung maka dapat diketahui seberapa jauh perbedaan penggunaan faktor konversi yang selama ini digunakan.

II. TINJAUAN PUSTAKA

Kerma udara pada suatu titik berjarak r dari sumber dengan kualitas radiasi R yang diukur dengan detektor ionisasi dapat ditentukan menggunakan persamaan di bawah ini :

$$K_a = M \cdot K_{pt} \cdot N_k \dots\dots\dots (1)$$

dengan :

- K_a : kerma udara (Gy)
- M : bacaan dosimeter (C)
- K_{pt} : faktor koreksi tekanan dan temperatur
- N_k : faktor kalibrasi kerma udara untuk kualitas radiasi R (Gy/C)

Nilai dosis ekuivalen perorangan $H_p(10)$ dapat diperoleh dengan mengalikan kerma udara, K_a dengan faktor konversi menggunakan persamaan berikut :

$$H_p(10) = K_a \cdot C_f \dots\dots\dots (2)$$

dengan

- $H_p(10)$: dosis ekuivalen perorangan (Sv)
- K_a : kerma udara (Gy)
- C_f : faktor konversi untuk kualitas radiasi R (Sv/Gy) ; 1,21 untuk ^{137}Cs [2]

Dosis ekuivalen perorangan $H_p(10)$ untuk suatu kualitas radiasi yang diukur langsung dapat ditentukan menggunakan persamaan berikut :

$$H_p(10) = M \cdot K_{pt} \cdot N_{Hp(10)} \dots\dots\dots (3)$$

dengan :

- $H_p(10)$: dosis ekuivalen perorangan (Sv)
- M : bacaan dosimeter (C)
- K_{pt} : faktor koreksi tekanan dan temperatur
- $N_{Hp(10)}$: faktor kalibrasi dosis ekuivalen perorangan untuk kualitas radiasi R (Sv/C)

III. PERALATAN DAN TATA KERJA

Peralatan

Sebagai sumber radiasi digunakan ^{137}Cs pada pesawat Calibrator OB 85. Sedangkan sebagai alat ukur radiasi untuk mengukur kerma udara digunakan detektor ionisasi volume 600 cc tipe NE 2575 no. seri 135 yang dirangkaikan dengan elektrometer Farmer tipe 2570/1B no.seri 1319. Dosimeter ini memiliki faktor kalibrasi dalam besaran kerma udara, $N_k = 51,3 \mu\text{Gy/digit} \pm 0,8 \%$ untuk tingkat kepercayaan 95 % yang tertelusur ke laboratorium standar primer BIPM, Perancis dan $N_k = 50,9 \mu\text{Gy/digit} \pm 0,5 \%$ untuk tingkat kepercayaan 68 % yang tertelusur ke laboratorium Primer PTB, Jerman^[5,6]. Sebagai alat ukur dosis

ekivalen perorangan digunakan detektor standar sekunder tipe T34035 no.seri 0011 yang dihubungkan dengan elektrometer Keithley tipe 6517A no. seri 0736002 [7]. Detektor ini mempunyai faktor kalibrasi dalam besaran $N_{Hp(10)} = 3,09 \text{ E.06 Sv/C}$ yang tertelusur ke laboratorium standar primer PTB,

Jerman, sedangkan elektrometernya mempunyai faktor kalibrasi 1,0006 yang tertelusur ke laboratorium standar primer BIPM, Perancis. Detektor standar sekunder tipe T34035 dan elektrometer Keithley tersebut dapat dilihat pada Gambar 1)



a



b

Gambar 1. Detektor standar sekunder $H_p(10)$ tipe T34035 (a) yang dirangkaikan dengan elektrometer Keithley tipe 6517 A (b)

Tata Kerja

Pertama-tama dilakukan lebih dahulu cek kebocoran arus dari masing-masing dosimeter. Setelah itu dilakukan pengukuran ionisasi sumber ^{137}Cs dari Calibrator OB85. Selanjutnya dilakukan pengukuran menggunakan detektor

volume 600 cc tipe 2575 no. Seri 135. Setelah itu dilakukan pengukuran menggunakan detektor standar sekunder $H_p(10)$ tipe T34035. Pengukuran dilakukan pada jarak sumber radiasi ke detektor 200 cm. Susunan peralatan yang digunakan dalam pengukuran dapat dilihat pada Gambar 2.



a



b

Gambar 2. Penentuan kerma udara menggunakan detektor volume 600 cc(a) dan pengukuran langsung dosis ekuivalen perorangan, $H_p(10)$ menggunakan detektor standar sekunder T34035 (b). Jarak sumber radiasi ke titik acuan detektor adalah 200 cm.

IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil pengukuran ionisasi pada jarak 200 cm menggunakan detektor volume 600 cc setelah dikoreksi dengan kebocoran arus, temperatur dan tekanan udara ruang diperoleh bacaan sebesar 3,0149 nC/menit. Selanjutnya dengan menggunakan persamaan 1. dengan $N_k = 51,3 \mu\text{Gy}/\text{digit} \pm 0,8 \%$ akan diperoleh laju kerma udara sebesar $(154,66 \pm 2,16) \mu\text{Gy}/\text{menit}$. Dengan mengalikan kerma udara tersebut dengan faktor konversi pada persamaan 2. maka akan diperoleh laju dosis ekuivalen perorangan sebesar $(187,14 \pm 7,87) \mu\text{Sv}/\text{menit}$.

Hasil pengukuran arus detektor standar sekunder T34035 setelah dikoreksi kebocoran arus, temperatur dan tekanan udara diperoleh bacaan sebesar 0,978 pA maka dengan menggunakan

persamaan 3. akan diperoleh laju dosis ekuivalen perorangan sebesar $(181,40 \pm 1,99) \mu\text{Sv}/\text{menit}$

Dengan membandingkan kedua pengukuran tersebut akan diperoleh perbedaan sebesar 3,2 %. Namun jika penentuan dosis ekuivalen perorangan dengan detektor ionisasi standar sekunder NE 2575 menggunakan faktor kalibrasi $N_k = 50,9 \mu\text{Gy}/\text{digit} \pm 0,5 \%$ perbedaan ini akan menjadi 2,4 %. Perbedaan ini kemungkinan disebabkan faktor konversi yang digunakan adalah bersifat teoritis dengan energi tunggal sedangkan penentuan berdasarkan pengukuran langsung memiliki kondisi yang berbeda. Namun perbedaan sebesar 3,2 % itu untuk proteksi radiasi masih bisa diterima.

V. KESIMPULAN

Dari hasil dan pembahasan tersebut di atas dapat disimpulkan bahwa tidak terdapat perbedaan yang signifikan sebesar 3,2 % dalam penentuan laju dosis ekivalen perorangan Hp(10) berdasarkan perhitungan dan pengukuran langsung. Dengan demikian penggunaan faktor konversi yang selama ini digunakan tidak menjadi masalah dalam penentuan laju dosis ekivalen perorangan.

UCAPAN TERIMA KASIH

Penulis mengucapkan terima kasih kepada seluruh staf IAEA yang telah memungkinkan pengukuran ini dapat terlaksana.

DAFTAR PUSTAKA

1. ICRU, Determination of Dose Equivalents Resulting from External Radiation Sources, International Commission on Radiation Units and Measurements Bethesda, MD, 1985.
2. ISO 4037-2 X and gamma reference radiation for calibrating dosimeters and for determining their response as a function of photon energy, ISO, Switzerland, 1996.
3. ICRP, *Conversion coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation*. International Commission on Radiological Protection, Publication 74, ICRP 26, Oxford: Elsevier, 1997.

4. A prototype Ionization Chamber as a Secondary Standard for The Measurement of Personal Dose Equivalent, Hp(10) on a slab phantom, Radiation Protection Dosimetry Volume 86, Nuclear Technology, 1999.
5. IAEA, Calibration Certificate No. IDN/04/01, Dosimetry and Medical Radiation Physics Section, International Atomic Energy Agency, Seibersdorf, 2001.
6. IAEA, Draft of Calibration Certificate No. INS/2007/03, Dosimetry and Medical Radiation Physics Section, International Atomic Energy Agency, Seibersdorf, 2007.
7. Instruction Manual Hp(10) Secondary Standard Chamber T34035 [D592.131.0/1]. PTW-Freiburg.

UJI UNJUK KERJA PENGUAT AWAL 4π (PC) BUATAN PTKMR - BATAN

Holnisar dan Pujadi

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi - BATAN

ABSTRAK

UJI UNJUK KERJA PENGUAT AWAL DETEKTOR 4π (PC) BUATAN PTKMR – BATAN. Telah dilakukan pengujian terhadap penguat awal detektor 4π (PC) buatan PTKMR - BATAN. Skema rangkaian elektronik penguat awal mengadopsi dari penguat awal buatan Jepang. Penguat awal dirangkai dengan sistem pencacah 4π (PC) yang terdiri dari detektor proporsional, penguat, sumber tegangan tinggi, tampilan cacahan dan osiloskop. Pada pengujian ini diukur panjang plato, kemiringan plato / slope, tegangan kerja dan kestabilan cacahan dengan melakukan pencacahan terhadap sumber standar ^{90}Sr . Respon mulai terjadinya cacahan zarah beta pada kondisi tegangan 1550 volt. Hasil pengukuran didapat panjang plato 260 volt yaitu pada kondisi tegangan 2140 s/d 2400 volt, dengan kemiringan plato / slope 2,39% per 100 volt. Harga slope ini relatif baik, lebih kecil dari nilai maksimum 3%. Tegangan kerja optimal yang didapat pada 2310 volt. Kestabilan cacahan pada tegangan kerja tersebut cukup baik dengan deviasi $\pm 0,13\%$ dan nilai *Chi-Square* (X^2) = 14,689 pada rentang probabilitas 0,05 - 0,95 dari tabel *Chi-Square* yaitu $3,325 < X^2 < 16,919$.

Kata kunci: Unjuk kerja, penguat awal, plato, slope, kestabilan.

ABSTRACT

THE PERFORMANCE TEST OF PRE-AMPLIFIER 4π (PC) DETECTOR MADE IN PTKMR – BATAN. The test of pre-amplifier 4π (PC) detector made in PTKMR – BATAN have been carried out. The electronic schematic of pre-amplifier was adopted by Nagoya University Japan pre-amplifier. Pre-amplifier was set with 4π (PC) counting system consist of proportional detector, amplifier, high voltage source, counting counter and oscilloscope. On this test plateau, slope, high voltage and counting stability were measured by counting the stability of a ^{90}Sr standard source. The first response of beta count at condition of 1550 volt. The measurement result of the plateau area was 260 volt, at high voltage condition from 2140 to 2400 volt, with slope is 2.39% divide 100 volts. The slope value is fairly good, less than maximum value 3%. The optimal voltage is 2310 volt. The counting stability is fairly good with deviation of $\pm 0.13\%$, and Chi Square value (X^2) = 14.689 at the probability range from 0.05 to 0.95 from tables of Chi Square is $3.325 < X^2 < 16.919$.

Key words: Performance, pre amplifier, plateau, slope, stability.

I. PENDAHULUAN

Modul penguat awal dari suatu sistem pencacah zat radioaktif khususnya pada sistem pencacah menggunakan detektor proporsional, merupakan salah

satu komponen yang sangat menentukan keberhasilan pencacahan. Sistem penguat awal detektor proporsional yang di rangkai menjadi satu sistem pencacah dengan detektor proporsional, amplifier,

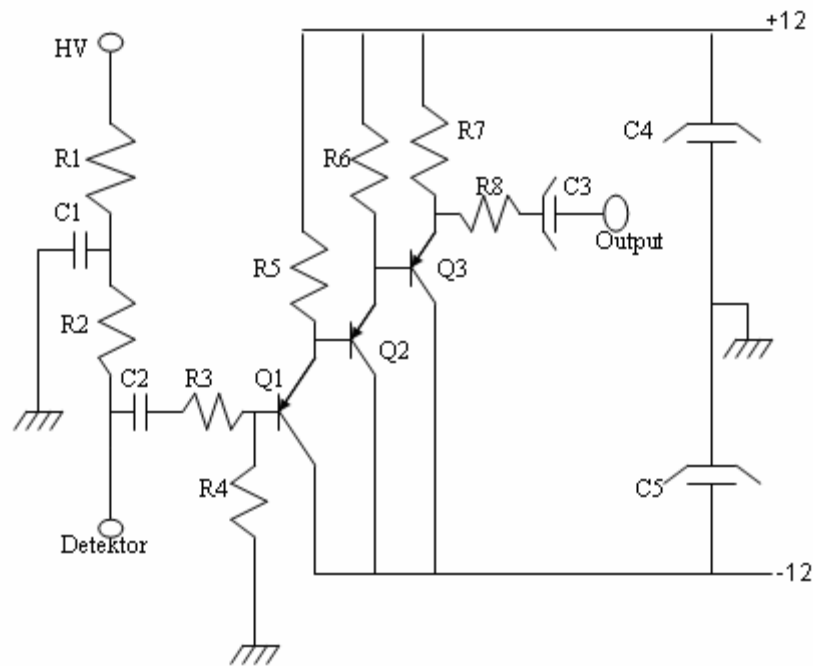
SCA dan tampilan data biasanya digunakan untuk mencacah partikel alpha, zarah beta dan sinar-X. Perangkat detektor proporsional biasanya dibuat oleh masing-masing laboratorium pengguna, karena tidak diproduksi oleh pabrik^[1,4]. Selain itu beberapa laboratorium standardisasi di berbagai negara juga mengembangkan perangkat penguat awal untuk detektor proporsional, oleh karena itu Laboratorium Standardisasi PTKMR – BATAN mencoba membuat penguat awal detektor proporsional 4π (PC), dengan mengadopsi skema elektronik penguat awal buatan Universitas Nagoya Jepang, modifikasi bahan yang digunakan dengan bahan yang tersedia di dalam negeri. Pada percobaan ini skema elektronik penguat awal yang dibuat ditunjukkan pada Gambar 1. Pada percobaan ini akan ditentukan panjang plato, kemiringan */slope*, tegangan kerja optimal dan kestabilan pencacahan.

II. DASAR TEORI

Penguat awal biasanya terletak di antara detektor dan penguat. Penguat awal ini mempunyai beberapa fungsi dalam sistem pencacah zat radioaktif yaitu ^[2] :

1. Melakukan amplifikasi / penguatan awal terhadap pulsa yang datang dari detektor.
2. Melakukan pembentukan pulsa pendahuluan
3. Mencocokkan impedansi keluaran detektor dengan kabel masuk penguat.
4. Mengadakan perubahan muatan menjadi tegangan pada pulsa keluaran detektor.
5. Menurunkan derau.

Oleh karena itu biasanya penguat awal diletakan dekat dengan detektor bahkan ada yang ditempelkan langsung ke detektornya. Ada dua jenis penguat awal, yaitu penguat awal peka tegangan dan penguat awal peka muatan.



Gambar 1. Skema penguat awal 4 π (PC)

Keterangan Gambar :

- | | |
|-----------------------------|-----------------------|
| 1. C1 : 2200 pf / 6 kV | 7. R4 : 1 M Ohm |
| 2. C2 : 4700 pf / 6 kV | 8. R5 : 120 K Ohm |
| 3. C3-5 : 10 μ f / 25 V | 9. R6 : 22 K Ohm |
| 4. R1 : 5 M Ohm | 10. R7 : 8,2 K Ohm |
| 5. R2 : 10 K Ohm | 11. R8 : 68 Ohm |
| 6. R3 : 1 K Ohm | 12. Q1 – Q3 : 2SA 467 |

Penguat peka tegangan mempunyai kelebihan yaitu nisbah : sinyal / derau tinggi, tetapi mempunyai kelemahan yaitu stabilitas kurang. Oleh karena itu biasanya digunakan penguat awal peka muatan.

Pada sistem pencacah proporsional menggunakan detektor proporsional 4 π (PC), keluaran detektor adalah input dari penguat awal. Keluaran

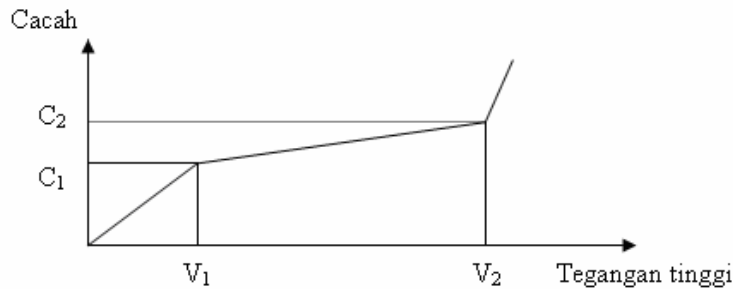
detektor berupa sinyal pulsa listrik yang harus diproses oleh penguat awal dan selanjutnya diteruskan ke penguat.

Sinyal pulsa listrik terjadi akibat dari perubahan potensial sejenak yang terjadi dari proses di dalam detektor proporsional [2]. Untuk menghasilkan input yang baik sistem pencacah yang terdiri detektor, penguat awal dan penguat harus mempunyai tegangan kerja

yang optimal, biasanya terletak pada daerah plato, diambil pada posisi 2/3 daerah platonya. Dan kemiringan plato/slope yang baik adalah lebih kecil dari 3 % per 100 volt, dihitung menggunakan persamaan 1 [3,4].

$$\frac{10^4 (C_2 - C_1) / C_1}{V_2 - V_1} \dots\dots\dots (1)$$

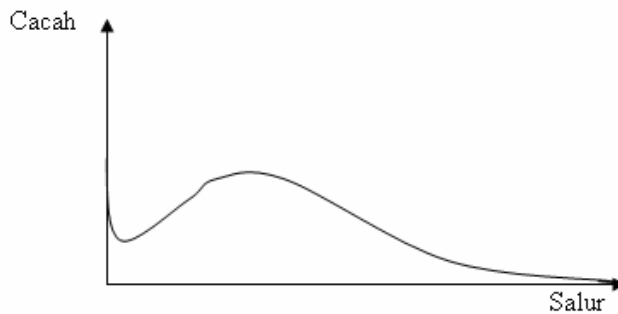
Gambar 2. menyajikan ilustrasi kurva plato dari tegangan kerja detektor proporsional 4 π(PC) menggunakan penguat awal peka muatan.



Gambar 2. Daerah plateau detektor proporsional 4 π(PC) [5].

Penguat awal dapat dikatakan mempunyai unjuk kerja yang baik apabila dapat menjembatani terbentuknya plato sebagai tegangan kerja detektor proporsional 4 π(PC) serta dapat memroses signal pulsa yang tergambar sebagai spektrum β dari sumber radiasi β pada MCA seperti ilustrasi yang disajikan pada Gambar 3. Pada sistem pencacah

penguat awal bekerja pada proses pembentukan pulsa keluaran detektor, apabila penguat awal tidak berfungsi dengan baik maka proses selanjutnya tidak akan tampil dengan baik. Oleh karena itu pada percobaan ini unjuk kerja penguat awal diuji berdasarkan keluaran dari sistem cacah secara keseluruhan.



Gambar 3. Ilustrasi bentuk spektrum beta

III. TATA KERJA

Bahan dan Peralatan

1. Komponen elektronik transistor, kapasitor, resistor, konektor BNC
2. Detektor 4π (PC)
3. Modul Penguat
4. Modul Tampilan Data "Scaler"
5. Sumber tegangan tinggi
6. Osiloskop

Pembuatan Penguat Awal

Pada pembuatan rangkaian elektronik pada umumnya dan penguat awal khususnya beberapa hal yang perlu diperhatikan adalah :

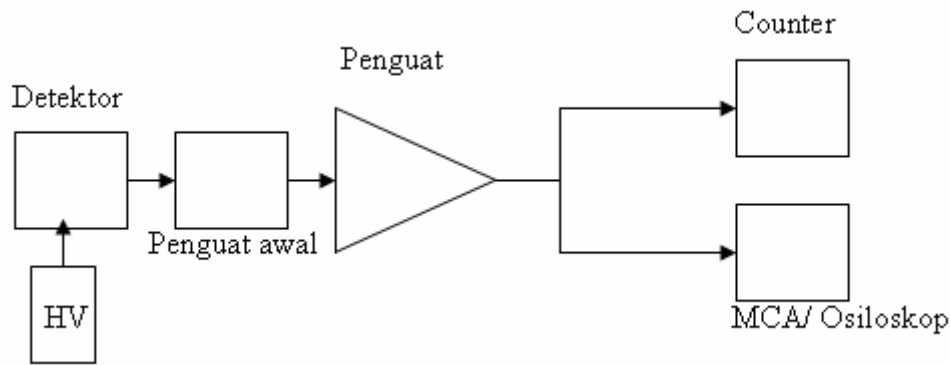
- Komponen elektronik yang digunakan, harus benar-benar dapat berfungsi
- Bahan isolator PCB sedapat mungkin digunakan yang mempunyai kualitas baik.
- Penyambungan / penyolderan.

Bahan komponen elektronik yang digunakan diambil dari bahan yang tersedia di pasaran dalam negeri. Komponen yang digunakan antara lain : Transistor, kapasitor, resistor dan konektor BNC. Rangkaian elektronik diadopsi dari penguat awal buatan Universitas Nagoya Jepang Gambar 1.

Pengujian Penguat Awal

Penguat awal merupakan bagian dari suatu sistem pencacah sehingga untuk melakukan pengujian ini dilakukan dengan memasang / merangkai penguat awal pada sistem pencacah detektor 4π (PC). Rangkaian sistem disajikan pada diagram Gambar 3. Sebelum melakukan pengujian pada bagian-bagian / modul sistem diatur pada kondisi yang optimal, kecuali sumber tegangan akan diatur bersamaan dengan percobaan selanjutnya. Pada prinsipnya pengujian ini dilakukan dengan mencacah sumber radionuklida standar. Sumber standar radionuklida yang dipergunakan adalah sumber pemancar beta ^{90}Sr .

Penentuan daerah kerja / plato dan *slope* nya dilakukan dengan jalan pencacahan ^{90}Sr . Pencacahan dilakukan dengan menaikkan tegangan dengan variasi interval kenaikan 50 volt, sampai tegangan tertentu yang nilai cacahnya mulai naik, kemudian kenaikan tegangan dibuat interval 20 volt sampai didapat nilai cacah relatif stabil, diteruskan kenaikan tegangan hingga nilai cacah naik secara mencolok. Data cacah disajikan pada Tabel 1. Dari hasil ini dibuat kurva tegangan vs cacah, yang disajikan pada Gambar 4.



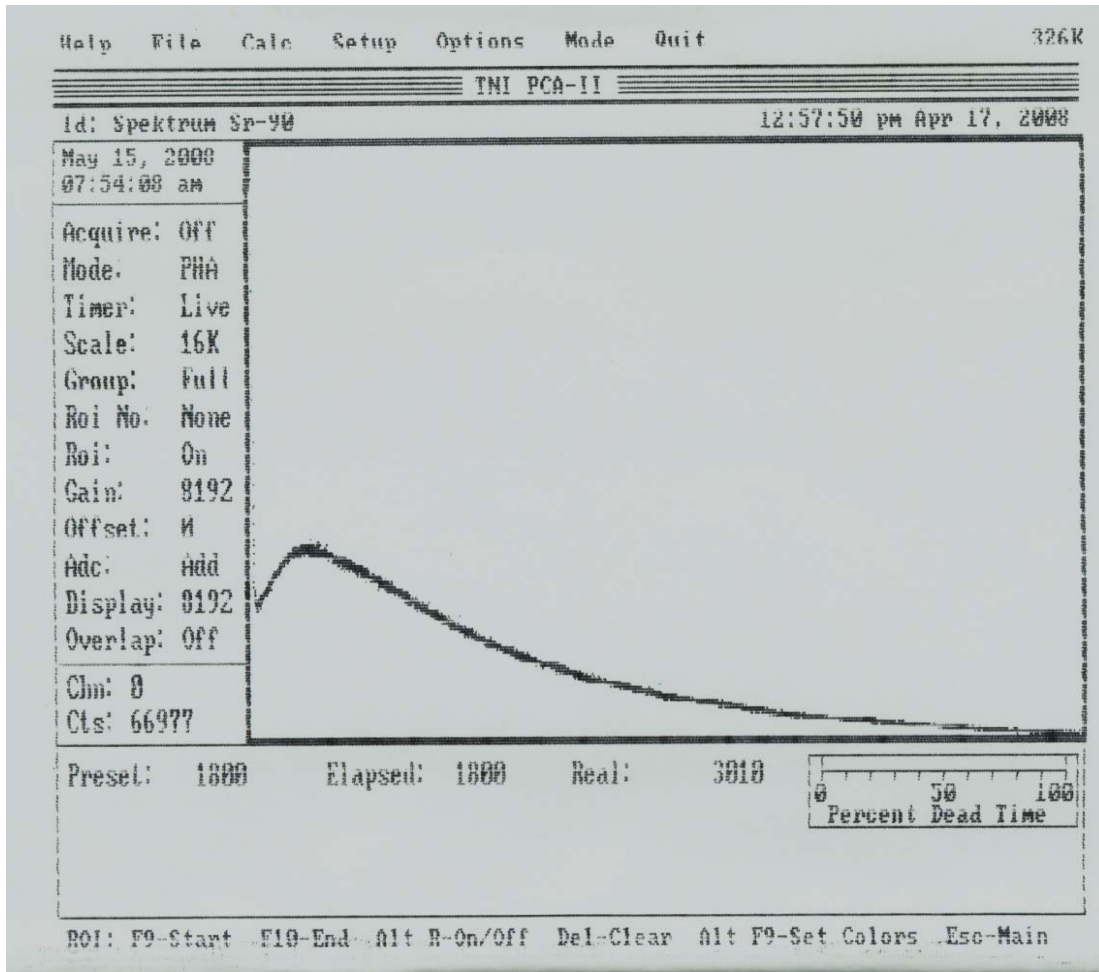
Gambar 3. Blok diagram sistem pencacah detektor 4 π (PC)

Tegangan kerja didapat dengan menentukan posisi optimalnya di sekitar 2/3 posisi daerah plato. Kemiringan plato / *slope* dihitung menggunakan persamaan 1. Uji kestabilan dilakukan dengan mencacah sumber ^{90}Sr secara berkali-kali pada kondisi tegangan kerja yang didapat.

IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil pengukuran untuk menentukan daerah tegangan kerja / plato pulsa beta mulai muncul pada tegangan

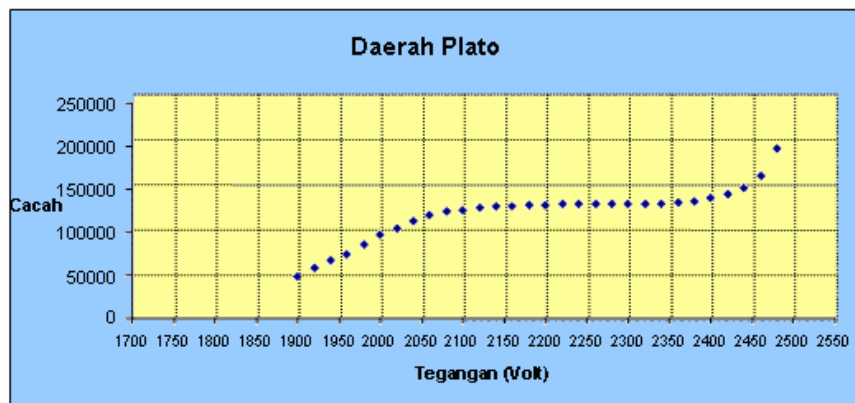
1550 volt. Keadaan nilai pulsa stabil berada pada daerah tegangan kerja 2140 volt sampai 2400 volt. Kenaikan tegangan di atas tegangan 2400 nilai cacah mulai naik, sampai diatas 2480 volt terjadi loncatan listrik yang tak terkendali. Loncatan listrik ini ditandai kadang-kadang dengan terjadinya suara berisik pada detektor, tetapi yang terlihat pada tampilan jumlah cacahan naik besar sekali secara tiba-tiba. Pada Gambar 4. disajikan gambar spektrum beta dari hasil pencacahan radionuklida ^{90}Sr .



Gambar 4. Spektrum beta dari ^{90}Sr .

Pada Gambar 5. disajikan kurva daerah plato dari sistem pencacah yang menggunakan penguat awal buatan

Laboratorium Standardisasi PTKMR – BATAN, dengan panjang plato 260 volt serta kemiringan 2,39% per 100 volt.



Gambar 5. Grafik plato sistem pencacah detektor $4\pi(\text{PC})$

Menurut Knoll yang dikutip Pujadi, dkk (2001), panjang plato yang baik adalah sekitar 300 volt dan kemiringan 3% per 100 volt ^[1,5]. Semakin lebar plato semakin baik, artinya dapat dipergunakan untuk pencacahan dengan variasi tegangan semakin banyak. Tegangan kerja yang didapat adalah 2310 volt, dengan mengambil asumsi 2/3 dari plato.

Menurut JP.Septhon energi partikel beta sangat berpengaruh pada penentuan plato, disarankan menggunakan sumber radionuklida pemancar beta Sr-90 ^[3]. Pada uji kestabilan didapatkan nilai deviasi cukup baik dengan deviasi 0,13% dan nilai *Chi-Square* (X^2) = 14,689 pada rentang probabilitas 0,05 - 0,95 dari tabel *Chi-Square* yaitu $3,325 < X^2 < 16,919$.

Tabel 1. Tabel data cacah variasi tegangan tinggi.

No.	Tegangan tinggi	Cacah
1	1900	48167
2	1920	58762
3	1940	67523
4	1960	74205
5	1980	86248
6	2000	97653
7	2020	104407
8	2040	112515
9	2060	119350
10	2080	124409
11	2100	126210
12	2120	127936
13	2140	129376
14	2160	130409
15	2180	131407
16	2200	131679
17	2220	132587
18	2240	132932
19	2260	132505
20	2280	132729
21	2300	132317
22	2320	132553
23	2340	132723
24	2360	134467
25	2380	135622
26	2400	139366
27	2420	144216
28	2440	150975
29	2460	165626
30	2480	197784

V. KESIMPULAN

Dari uji unjuk kerja penguat awal yang dirangkai pada satu sistem pencacah dengan detektor 4π (PC) diperoleh daerah kerja plato dengan panjang daerah plateau 260 volt dengan kemiringan sebesar 2,39 % per 100 volt serta tegangan kerja optimum sebesar 2310 volt terletak pada posisi 2/3 daerah plato . Dari pengujian ini juga dapat ditampilkan bentuk spektrum β dari sumber yang terukur seperti yang ditampilkan MCA pada Gambar 5.

Kestabilan cacahan pada tegangan kerja tersebut cukup baik dengan deviasi 0,13% dan nilai *Chi-Square* (X^2) = 14,689 pada rentang probabilitas 0,05 - 0,95 dari tabel *Chi-Square* yaitu $3,325 < X^2 < 16,919$.

Dengan hasil ini dapat disimpulkan penguat awal yang dibuat oleh Lab. Standardisasi PTKMR–BATAN mempunyai unjuk kerja yang cukup baik dapat dipergunakan pada sistem pencacah detektor 4π (PC) untuk menjembatani terbentuknya pulsa dan spektrum beta.

DAFTAR PUSTAKA

1. PUJADI, SUPRIONO, HOLNISAR, Karakteristik Detektor Proporsional 4π dari bahan Aluminium, Prosiding Seminar Teknologi Keselamatan

Radiasi dan Biomedika Nuklir I (2001).

2. SUSETYO, W., Spektrometri dan penerapannya dalam pengaktifan neutron, Gajah Mada University Press, 1988.
3. JP SEPHTON, Beta Counting, NPL RS (RES) 99, 1988.
4. WURDIYANTO, G., PUJADI, Pembuatan detektor ber dinding tipis, Jurnal Fisika HFI Indonesia , Tahun I, No.4.1993.
5. KNOLL, G.F., Radiation Detection and Measurement, John Willey & Sons. Inc.1979.

PENGUKURAN PAPARAN RADIASI PESAWAT SINAR-X DAN TEMPAT KERJA DI BEBERAPA INDUSTRI MAKANAN

Muji Wiyono

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi - BATAN

ABSTRAK

PENGUKURAN PAPARAN RADIASI PESAWAT SINAR-X DAN TEMPAT KERJA DI BEBERAPA INDUSTRI MAKANAN. Telah dilakukan pengukuran paparan radiasi pesawat sinar-X dan tempat kerja pada industri makanan di Jakarta dan Karawang. Pengukuran paparan radiasi menggunakan surveimeter Radiation Alert Inspector 15115 pada permukaan dan jarak 1 meter dari pesawat sinar-X dan tempat kerja, kemudian dihitung perkiraan dosis radiasi yang diterima oleh pekerja. Dari hasil pengukuran diperoleh laju paparan radiasi permukaan berkisar dari $(0,008 \pm 0,001)$ mR/jam sampai $(0,089 \pm 0,001)$ mR/jam dan pada jarak 1 meter berkisar dari tak terdeteksi (tt) sampai $(0,032 \pm 0,002)$ mR/jam, sedangkan perkiraan dosis radiasi yang diterima pekerja selama 1 tahun berkisar dari 0,12 mSv sampai 0,26 mSv. Penggunaan pesawat sinar-X di industri makanan telah sesuai dengan PP nomor: 33 Tahun 2007, keputusan Kepala BAPETEN nomor: 08/Ka-BAPETEN/V-99 dan nomor 01/Ka-BAPETEN/V-99. Dosis yang diterima pekerja masih dibawah nilai batas dosis (NBD) masyarakat umum, sehingga aman bagi pekerja.

Kata kunci: paparan radiasi, pesawat sinar-X, industri makanan.

ABSTRACT

RADIATION EXPOSURE MEASUREMENTS OF X-RAY MACHINES AND WORKPLACES AT SOME FOOD INDUSTRIES. Radiation exposure measurements of X-ray machines and workplaces at food industries had been carried out in Jakarta and Karawang. Measurements of radiation exposure has been carried out by using surveymeter of Radiation Alert Inspector 15115 on the surface and 1 meter distance of X-ray machines and at workplaces, and then estimated of radiation doses accepted by worker were calculated. Measurement results showed that surface radiation exposure rate were from (0.008 ± 0.001) mR/hour to (0.089 ± 0.001) mR/hour and at distance of 1 meter from machines was from no detected to (0.032 ± 0.002) mR/hour, and estimation of radiation doses accepted by worker for 1 year were from 0.12 mSv to 0.26 mSv. Usages of X-ray machines at food industries were suitable according to PP No. 33/2007, decision of BAPETEN Head with number: 08/Ka-BAPETEN/V-99 and number 01/Ka-BAPETEN/V-99. Doses accepted by workers were below doses limit value for public, therefore the doses are safe for workers.

Keywords : radiation exposure, X-ray machine, food industry.

I. PENDAHULUAN

Sejak ditemukan sinar-X oleh seorang ahli Fisika berkebangsaan Jerman bernama Wilhelm Konrad

Röntgen pada 8 November 1895 dan tabung sinar-X oleh Coolidge pada tahun 1913, penggunaan pesawat sinar-X dalam bidang kedokteran dan bidang industri

semakin pesat. Dalam bidang kedokteran, pesawat sinar-X digunakan sebagai prasarana diagnosa dan terapi penyakit, sedangkan dalam bidang industri digunakan sebagai uji tak rusak (*NDT : non destructive test*) seperti: pengujian mutu pengelasan, keretakan logam, keretakan bejana, pengukur densitas makanan dan minuman kemasan dan lain-lain. Teknik tersebut dikenal dengan teknik radiografi.

Sebagai alat ukur densitas makanan kemasan digunakan pesawat sinar-X dengan tegangan dan arus maksimum sekitar 30 kV dan 2 mA. Biasanya pesawat sinar-X dioperasikan pada tegangan dan arus operasi yang lebih rendah dari kV dan mA maksimumnya. Pengaturan kV dan mA disesuaikan dengan densitas bahan makanan yang diuji. Semakin tinggi densitas bahan yang diuji, semakin besar kV dan mA yang digunakan dan sebaliknya.

Pada industri makanan radiasi sinar-X digunakan untuk menyinari semua produk makanan pada proses akhir (*finishing*) untuk memisahkan antara produk yang memenuhi standar dengan produk yang tidak memenuhi standar. Apabila radiasi sinar-X mengenai produk makanan yang tercampur dengan bahan lain di atas atau di bawah toleransi,

radiasi tersebut akan ditangkap detektor menjadi lebih rendah atau lebih tinggi dibanding dengan sinar-X yang mengenai bahan standar. Hal tersebut disebabkan perbedaan densitas pada bahan. Perbedaan nilai ini akan diproses oleh perangkat elektronik sehingga produk yang tidak sesuai standar akan dipisahkan secara otomatis dan dinyatakan tidak lolos uji.

Penggunaan pesawat sinar-X disamping mengandung manfaat yang besar seperti tersebut di atas, juga mempunyai potensi bahaya yang disebabkan oleh paparan radiasi di tempat kerja dan lingkungan. Oleh karena itu pemantauan paparan radiasi harus dilakukan sesuai dengan Peraturan Pemerintah nomor 33 tahun 2007, yaitu setiap pemegang izin (pimpinan instalasi) wajib melaksanakan pemantauan paparan radiasi dan/atau kontaminasi radioaktif di daerah kerja secara terus menerus, berkala dan/atau sewaktu-waktu sesuai dengan jenis sumber radiasi yang digunakan ^[1]. Disamping itu menurut surat Keputusan Kepala BAPETEN nomor: 08/Ka-BAPETEN/V-99 bahwa laju paparan radiasi tidak boleh melebihi batas maksimum yaitu 200 mR/jam pada permukaan, 100 mR/jam pada jarak 5 cm dari permukaan luar dan 10 mR/jam pada jarak 1 m dari permukaan luar ^[2].

Dalam upaya memenuhi ketentuan Peraturan Pemerintah dan keputusan BAPETEN, telah dilakukan pengukuran paparan radiasi pesawat sinar-X dan tempat kerja di beberapa industri makanan di Jakarta dan Karawang. Dari pengukuran radiasi yang dilakukan diharapkan diperoleh informasi paparan radiasi permukaan, jarak 1 meter dari pesawat sinar-X dan paparan radiasi di tempat kerja sehingga dapat diketahui apakah penggunaan pesawat sinar-X sesuai dengan peraturan yang berlaku dan dosis radiasi yang diterima pekerja radiasi selama satu tahun masih cukup aman.

Dalam makalah ini disampaikan cara pengukuran paparan radiasi pesawat sinar-X di permukaan, jarak satu meter dan di tempat kerja. Disamping itu dibahas tentang dosis yang diterima pekerja dan pengaruh tegangan dan arus operasi pesawat sinar-X terhadap paparan radiasi yang dipancarkan.

II. TINJAUAN PUSTAKA

Ada dua fenomena terjadinya sinar-X yaitu transisi elektron dari lintasan energi tinggi ke energi rendah dan pelambatan (pengereman) partikel beta dalam medan listrik inti atom atau lebih dikenal dengan *bremsstrahlung*. Partikel beta terdiri dari beta negatif yang

sifat-sifatnya sama dengan elektron dan partikel beta positif yang massanya sama dengan elektron tetapi bermuatan listrik positif (positron).

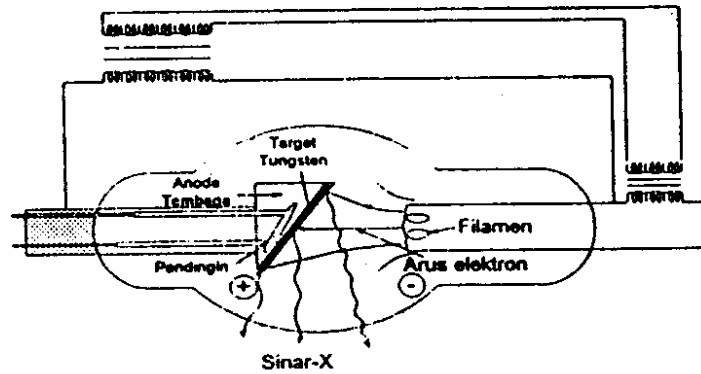
Untuk memproduksi sinar-X diperlukan tabung sinar-X yang berfungsi untuk menghasilkan elektron bebas, mempercepat dan menghentikannya. Ada tiga persyaratan dasar untuk memproduksi sinar-X yaitu sumber elektron, catu daya tegangan tinggi dan target.

Prinsip kerja pesawat sinar-X dapat dijelaskan seperti pada Gambar 1. Arus elektron yang terjadi kemudian dipusatkan pada suatu area yang sempit pada permukaan anoda atau target dengan cara menempatkan *focusing cup* yang mengelilingi filamen. *Focusing cup* diberi muatan negatif untuk membatasi arah pancaran elektron sehingga menjadi berkas yang sempit, makin sempit arus elektron makin kecil *focal spot*.

Apabila arus elektron dalam tabung sinar-X menumbuk sasaran (target), maka dapat terjadi fenomena transisi elektron dan juga *bremsstrahlung*. Akibat transisi elektron dari orbit tinggi ke orbit rendah dari atom anoda akan dihasilkan sinar-X karakteristik. Transisi elektron ini terjadi setelah adanya kekosongan elektron setelah ditumbuk oleh elektron

berkecepatan tinggi. Sinar-X jenis ini banyak digunakan pada pengujian analisa spektrografi yang menggunakan teknik

difraksi sinar-X, dan untuk radiografi yang memerlukan energi rendah.



Gambar 1. Pesawat sinar-X

Pada fenomena *bremsstrahlung*, sinar-X yang dihasilkan terjadi akibat perlambatan berkas elektron cepat dalam medan magnet atom anoda. Sinar-X tersebut bersifat kontinu karena mempunyai spektrum kontinu. Sinar-X kontinu pada umumnya digunakan untuk radiografi industri logam.

portabel yang didesain untuk dapat dibawa oleh satu orang, klas M adalah yang dapat digerakkan hanya dengan menggunakan alat bantu dan klas F adalah yang terpasang secara permanen atau mobilitasnya terbatas di daerah kerjanya. Tingkat laju paparan radiasi maksimum untuk klas P, M dan F adalah seperti pada Tabel 1.

Pesawat sinar-X merupakan peralatan paparan radiasi yang dibedakan menjadi klas P, klas M dan klas F [2]. Klas P adalah peralatan paparan radiasi

Tabel 1. Tingkat laju paparan radiasi maksimum pesawat sinar -X untuk klas P, M dan F [2].

Klas	Paparan permukaan (mR/jam)	Paparan pada jarak dari permukaan luar	
		5 cm (mR/jam)	100 cm (mR/jam)
P	200	50	2
M	200	100	5
F	200	100	10

Laju paparan radiasi sebenarnya yang terukur adalah besarnya laju

paparan radiasi yang terbaca pada alat ukur dikurangi laju paparan latar

dikalikan faktor kalibrasi alat ukur, seperti pada persamaan berikut:

$$X_g = (X_a - X_{Bg}) \times FK \quad \dots\dots\dots (1)$$

dengan :

X_g = laju paparan sebenarnya di tempat yang diukur (mR/jam).

X_a = bacaan laju paparan dari alat ukur (mR/jam).

X_{Bg} = bacaan laju paparan latar (mR/jam).

FK = faktor kalibrasi alat ukur Radiation Alert Inspector = 1,03.

Perkiraan dosis radiasi yang diterima pekerja.

Hasil perhitungan laju paparan radiasi sebenarnya di tempat yang diukur pada persamaan 1 jika dikalikan dengan

faktor konversi dari nilai paparan ke dosis (f) diperoleh laju dosis serap (\dot{D})^[3].

$$\dot{D} = X \cdot f \quad (\text{mRad/jam}) \quad \dots\dots\dots(2)$$

Faktor konversi nilai laju paparan ke dosis untuk radiasi gamma dan sinar-X adalah 1 mR/jam = 0,877 mRad/jam. Jika laju dosis serap dikalikan dengan faktor bobot radiasi (W_R) maka diperoleh laju dosis tara / ekuivalen (\hat{H})^[3].

$$\hat{H} = \dot{D} \cdot W_R \quad (\text{mrem/jam}) \quad \dots\dots\dots (3)$$

Faktor bobot radiasi untuk foton, partikel dan neutron berbagai energi dapat dilihat pada Tabel 2.

Tabel 2. Faktor bobot radiasi untuk foton, partikel dan neutron^[4].

No.	Jenis Radiasi	Faktor Bobot Radiasi (W_R)
1.	Foton, untuk semua energi	1
2.	Elektron dan Muon, semua energi	1
3.	Neutron dengan energi: <ul style="list-style-type: none"> • < 10 keV • 10 keV hingga 100 keV • > 100 keV hingga 2 MeV • > 2 MeV hingga 20 MeV • > 20 MeV 	5 10 20 10 5
4.	Proton, selain proton recoil, dengan energi > 2 MeV	5

Satuan lama laju dosis ekuivalen adalah rem/jam sedangkan untuk satuan SI adalah Sievert per jam (Sv/jam), dimana 1 Sv = 100 rem atau 1 mSv = 100

mrem. Apabila laju dosis ekuivalen dikalikan dengan durasi waktu terkena dosis radiasi, akan diperoleh dosis ekuivalen total.

$$H = \hat{H} \cdot t \quad \dots\dots\dots(4)$$

dengan:

H = dosis ekuivalen (mrem)

\hat{H} = laju dosis ekuivalen (mrem/jam)

t = durasi terkena dosis radiasi (jam)

Nilai batas dosis (NBD) untuk dosis ekuivalen seluruh tubuh bagi pekerja radiasi adalah 50 mSv/tahun dan bagi masyarakat umum adalah 5 mSv/tahun [5]. Laju paparan yang boleh diterima pekerja radiasi adalah 2,5 mR/jam dan masyarakat umum adalah 0,25 mR/jam.

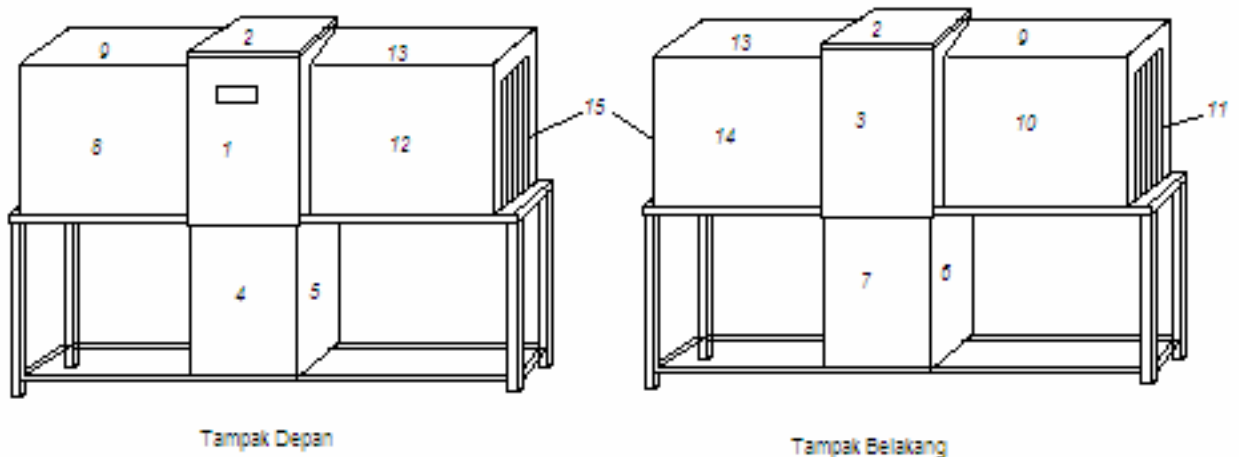
III. TATA KERJA

Pengukuran laju paparan radiasi.

Surveimeter Radiation Alert Inspector 15115 buatan Inspector-Kanada dicek tegangan baterai dan sertifikat

kalibrasinya kemudian dilakukan pengukuran radiasi latar. Pengukuran radiasi latar dilakukan pada jarak 50 meter dari pesawat sinar-X.

Pesawat sinar-X di industri makanan yang berlokasi di Jakarta dengan kV dan mA maksimum yaitu 80 kV dan 2 mA dioperasikan pada 80 kV dan 1,89 mA. Kemudian diukur paparan radiasi di permukaan, jarak satu meter (titik 1 s/d 15) dan di tempat kerja seperti pada Gambar 1. Dengan cara seperti tersebut di atas dilakukan pengukuran paparan radiasi pesawat sinar-X lain yang berlokasi di Karawang dengan tegangan dan arus operasi masing masing adalah: 48 kV dan 1,66 mA, 45,8 kV dan 1,29 mA dan 48 kV dan 1,66 mA.



Gambar 1. Pesawat sinar-X yang dipakai.

IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil pengukuran laju paparan radiasi permukaan dan pada jarak 1 meter

dari permukaan luar pesawat sinar-X pada tegangan dan arus operasi 80 kV dan 1,89 mA di industri makanan Jakarta

disajikan pada Tabel 2. Rerata paparan radiasi pada permukaan pesawat sinar-X berkisar dari $(0,013 \pm 0,001)$ mR/jam pada titik pengukuran kap kiri atas sampai $(0,089 \pm 0,001)$ mR/jam pada titik pengukuran celah kanan. Sedangkan rerata laju paparan radiasi pada jarak 1 meter dari permukaan luar pesawat sinar-X adalah berkisar dari tak terdeteksi pada titik pengukuran kap kiri depan dan kap kiri belakang sampai $(0,032 \pm 0,002)$ mR/jam pada titik celah kiri. Nilai laju paparan radiasi tersebut masih memenuhi syarat sebagai pesawat sinar-X klas F (pesawat sinar-X yang terpasang secara permanen).

Laju paparan radiasi permukaan dan pada jarak 1 meter dari pesawat

sinar-X pada tegangan dan arus operasi 48 kV dan 1,66 mA di industri makanan Karawang disajikan pada Tabel 3. Rerata paparan radiasi pada permukaan pesawat sinar-X berkisar dari $(0,008 \pm 0,001)$ mR/jam pada titik pengukuran kap kanan belakang sampai $(0,030 \pm 0,002)$ mR/jam pada titik pengukuran *cabinet* bawah depan. Sedangkan rerata laju paparan radiasi pada jarak 1 meter dari permukaan luar pesawat sinar-X berkisar dari $(0,001 \pm 0,001)$ pada titik pengukuran *cabinet* atas depan dan kap kanan belakang sampai $(0,004 \pm 0,001)$ mR/jam pada titik *cabinet* atas puncak, *cabinet* bawah depan, kap kiri belakang, celah kiri dan kap kanan atas.

Tabel 2. Laju paparan radiasi pesawat sinar-X pada tegangan dan arus operasi 80 kV dan 1,89 mA.

Titik Pengukuran	Rerata paparan radiasi (mR/jam) pada:	
	Permukaan	Jarak 1 meter
1. <i>Cabinet</i> atas depan	$0,014 \pm 0,001^*)$	$0,006 \pm 0,001^*)$
2. <i>Cabinet</i> atas puncak	$0,028 \pm 0,002$	$0,008 \pm 0,002$
3. <i>Cabinet</i> atas belakang	$0,021 \pm 0,002$	$0,008 \pm 0,001$
4. <i>Cabinet</i> bawah depan	$0,018 \pm 0,001$	$0,008 \pm 0,001$
5. <i>Cabinet</i> bawah kanan	$0,016 \pm 0,002$	$0,005 \pm 0,001$
6. <i>Cabinet</i> bawah kiri	$0,018 \pm 0,001$	$0,004 \pm 0,001$
7. <i>Cabinet</i> bawah belakang	$0,015 \pm 0,001$	$0,002 \pm 0,001$
8. Kap kiri depan	$0,026 \pm 0,002$	$0,005 \pm 0,001$
9. Kap kiri atas	$0,013 \pm 0,001$	$0,003 \pm 0,001$
10. Kap kiri belakang	$0,031 \pm 0,002$	$0,006 \pm 0,001$
11. Celah kiri	$0,084 \pm 0,002$	$0,032 \pm 0,002$
12. Kap kanan depan	$0,022 \pm 0,001$	$0,006 \pm 0,001$
13. Kap kanan atas	$0,021 \pm 0,001$	$0,005 \pm 0,001$
14. Kap kanan belakang	$0,020 \pm 0,001$	$0,003 \pm 0,001$
15. Celah kanan	$0,089 \pm 0,001$	$0,007 \pm 0,001$

Catatan *) standar diviasi

Laju paparan radiasi permukaan dan pada jarak 1 meter dari pesawat sinar-X pada tegangan dan arus operasi 45,8 kV dan 1,29 mA di industri makanan Karawang disajikan pada Tabel 4. Rerata paparan radiasi pada permukaan pesawat sinar-X berkisar dari $(0,008 \pm 0,001)$ mR/jam pada titik pengukuran celah kiri sampai $(0,018 \pm 0,001)$ mR/jam

pada titik pengukuran *cabinet* bawah depan. Sedangkan rerata laju paparan radiasi pada jarak 1 meter dari permukaan luar pesawat sinar-X berkisar dari tak terdeteksi pada titik pengukuran *cabinet* bawah kiri dan celah kiri sampai $(0,005 \pm 0,001)$ mR/jam pada titik *cabinet* bawah depan.

Tabel 3. Laju paparan radiasi pesawat sinar-X pada tegangan dan arus operasi 48 kV dan 1,66 mA.

Titik Pengukuran	Rerata paparan radiasi (mR/jam) pada:	
	Permukaan	Jarak 1 meter
1. <i>Cabinet</i> atas depan	$0,011 \pm 0,002^*)$	$0,001 \pm 0,001^*)$
2. <i>Cabinet</i> atas puncak	$0,024 \pm 0,003$	$0,004 \pm 0,001$
3. <i>Cabinet</i> atas belakang	$0,011 \pm 0,001$	$0,002 \pm 0,001$
4. <i>Cabinet</i> bawah depan	$0,030 \pm 0,002$	$0,004 \pm 0,001$
5. <i>Cabinet</i> bawah kanan	$0,014 \pm 0,001$	$0,002 \pm 0,001$
6. <i>Cabinet</i> bawah kiri	$0,014 \pm 0,001$	$0,003 \pm 0,001$
7. <i>Cabinet</i> bawah belakang	$0,010 \pm 0,001$	$0,002 \pm 0,001$
8. Kap kiri depan	$0,015 \pm 0,001$	$0,003 \pm 0,001$
9. Kap kiri atas	$0,015 \pm 0,001$	$0,002 \pm 0,001$
10. Kap kiri belakang	$0,019 \pm 0,002$	$0,004 \pm 0,001$
11. Celah kiri	$0,020 \pm 0,001$	$0,004 \pm 0,001$
12. Kap kanan depan	$0,011 \pm 0,001$	$0,003 \pm 0,001$
13. Kap kanan atas	$0,014 \pm 0,001$	$0,004 \pm 0,001$
14. Kap kanan belakang	$0,008 \pm 0,001$	$0,001 \pm 0,001$
15. Celah kanan	$0,022 \pm 0,001$	$0,003 \pm 0,001$

Catatan *) standar diviasi

Laju paparan radiasi permukaan dan pada jarak 1 meter dari pesawat sinar-X pada tegangan dan arus operasi 48 kV dan 1,66 mA di industri makanan Karawang disajikan pada Tabel 5. Rerata paparan radiasi pada permukaan pesawat sinar-X berkisar dari $(0,008 \pm 0,001)$ mR/jam pada titik pengukuran *cabinet* atas depan sampai $(0,025 \pm 0,002)$ mR/jam pada titik pengukuran celah

kanan. Sedangkan rerata laju paparan radiasi pada jarak 1 meter dari permukaan luar pesawat sinar-X adalah berkisar dari $(0,002 \pm 0,001)$ mR/jam pada titik pengukuran *cabinet* bawah depan, *cabinet* bawah belakang, kap kiri depan, kapkanan depan dan kap kanan belakang sampai $(0,006 \pm 0,001)$ mR/jam pada titik celah kiri.

Tabel 4. Laju paparan radiasi pesawat sinar-X pada tegangan dan arus operasi 45,8 kV dan 1,29 mA.

Titik Pengukuran	Rerata paparan radiasi (mR/jam) pada:	
	Permukaan	Jarak 1 meter
1. <i>Cabinet</i> atas depan	0,011 ± 0,001*)	0,002 ± 0,001*)
2. <i>Cabinet</i> atas puncak	0,012 ± 0,001	0,001 ± 0,001
3. <i>Cabinet</i> atas belakang	0,015 ± 0,001	0,001 ± 0,001
4. <i>Cabinet</i> bawah depan	0,018 ± 0,001	0,005 ± 0,001
5. <i>Cabinet</i> bawah kanan	0,011 ± 0,001	0,002 ± 0,001
6. <i>Cabinet</i> bawah kiri	0,010 ± 0,001	ttd
7. <i>Cabinet</i> bawah belakang	0,011 ± 0,001	0,003 ± 0,001
8. Kap kiri depan	0,013 ± 0,001	0,004 ± 0,001
9. Kap kiri atas	0,017 ± 0,001	ttd
10. Kap kiri belakang	0,010 ± 0,001	0,002 ± 0,001
11. Celah kiri	0,008 ± 0,001	ttd
12. Kap kanan depan	0,011 ± 0,001	0,002 ± 0,001
13. Kap kanan atas	0,013 ± 0,001	0,001 ± 0,001
14. Kap kanan belakang	0,011 ± 0,001	0,001 ± 0,001
15. Celah kanan	0,009 ± 0,001	0,001 ± 0,001

Catatan *) standar diviasi

Tabel 5. Laju paparan radiasi pesawat sinar-X pada tegangan dan arus operasi 48 kV dan 1,66 mA.

Titik Pengukuran	Rerata paparan radiasi (mR/jam) pada:	
	Permukaan	Jarak 1 meter
1. <i>Cabinet</i> atas depan	0,008 ± 0,001*)	0,003 ± 0,001*)
2. <i>Cabinet</i> atas puncak	0,011 ± 0,001	0,004 ± 0,001
3. <i>Cabinet</i> atas belakang	0,012 ± 0,001	0,003 ± 0,001
4. <i>Cabinet</i> bawah depan	0,012 ± 0,001	0,002 ± 0,001
5. <i>Cabinet</i> bawah kanan	0,013 ± 0,001	0,003 ± 0,001
6. <i>Cabinet</i> bawah kiri	0,015 ± 0,001	0,004 ± 0,001
7. <i>Cabinet</i> bawah belakang	0,015 ± 0,001	0,002 ± 0,001
8. Kap kiri depan	0,015 ± 0,001	0,002 ± 0,001
9. Kap kiri atas	0,015 ± 0,001	0,003 ± 0,001
10. Kap kiri belakang	0,019 ± 0,002	0,003 ± 0,001
11. Celah kiri	0,016 ± 0,001	0,006 ± 0,001
12. Kap kanan depan	0,018 ± 0,001	0,002 ± 0,001
13. Kap kanan atas	0,015 ± 0,001	0,004 ± 0,001
14. Kap kanan belakang	0,017 ± 0,001	0,002 ± 0,001
15. Celah kanan	0,025 ± 0,002	0,004 ± 0,001

Catatan *) standar diviasi

Berdasarkan hasil pengukuran laju paparan radiasi pada 4 buah pesawat sinar-X di atas, menunjukkan bahwa laju

paparan radiasi tersebut tidak melebihi batas maksimum yang diizinkan yaitu 200 mR/jam pada permukaan dan 10

mR/jam pada jarak 1 meter dari permukaan luar pesawat sinar-X klas F. Hal ini sesuai dengan Keputusan Kepala BAPETEN nomor: 08/Ka-BAPETEN/V-99 tentang Ketentuan Keselamatan Radiografi Industri.

Laju paparan radiasi pada jarak 1 meter dari pesawat sinar-X dengan berbagi variasi tegangan dan arus operasi disajikan pada Tabel 6. Berdasarkan tabel tersebut terlihat bahwa pada tegangan dan

arus operasi yang lebih besar (80 kV 1,89 mA) menghasilkan paparan radiasi yang besar dibandingkan pada tegangan dan arus operasi yang lebih kecil (48 kV 1,66 mA, 45,8 kV 1,29 mA dan 48 kV 1,66 mA). Tegangan dan arus operasi pada 48 kV 1,66 mA, 45,8 kV 1,29 mA dan 48 kV 1,66 mA memberikan nilai paparan yang hampir berdekatan karena perbedaan tegangan dan arus operasi yang relatif kecil.

Tabel 6. Laju paparan radiasi pada jarak 1 meter dari pesawat sinar-X dengan tegangan dan arus operasi yang bervariasi.

Titik pengukuran	Laju paparan radiasi pada tegangan dan arus operasi:			
	80 kV 1,89 mA (mR/jam)	48 kV 1,66 mA (mR/jam)	45,8 kV 1,29 mA (mR/jam)	48 kV 1,66 mA (mR/jam)
1. <i>Cabinet</i> atas depan	0,006	0,001	0,002	0,003
2. <i>Cabinet</i> atas puncak	0,008	0,004	0,001	0,004
3. <i>Cabinet</i> atas belakang	0,008	0,002	0,001	0,003
4. <i>Cabinet</i> bawah depan	0,008	0,004	0,005	0,002
5. <i>Cabinet</i> bawah kanan	0,005	0,002	0,002	0,003
6. <i>Cabinet</i> bawah kiri	0,004	0,003	ttd	0,004
7. <i>Cabinet</i> bawah belakang	0,002	0,002	0,003	0,002
8. Kap kiri depan	0,005	0,003	0,004	0,002
9. Kap kiri atas	0,003	0,002	ttd	0,003
10. Kap kiri belakang	0,006	0,004	0,002	0,003
11. Celah kiri	0,032	0,004	ttd	0,006
12. Kap kanan depan	0,006	0,003	0,002	0,002
13. Kap kanan atas	0,005	0,004	0,001	0,004
14. Kap kanan belakang	0,003	0,001	0,001	0,002
15. Celah kanan	0,007	0,003	0,001	0,004

Besar kecilnya radiasi yang dihasilkan pesawat sinar-X dipengaruhi dua faktor yaitu besar kecilnya beda tegangan dan arus tabung yang

digunakan. Tegangan tabung akan mempengaruhi kualitas atau energi sinar-X yang dihasilkan. Semakin besar beda tegangan tabung semakin besar kecepatan

elektron yang menumbuk target sehingga makin besar energi atau daya tembus dari sinar-X yang dihasilkan. Sedangkan arus tabung mempengaruhi terhadap kuantitas atau intensitas sinar-X yang dihasilkan. Semakin besar arus tabung yang digunakan semakin bertambah jumlah elektron yang menumbuk target sehingga semakin bertambah intensitas sinar-X yang dihasilkan.

Laju paparan radiasi dan perkiraan dosis radiasi yang diterima pekerja selama 1 tahun disajikan pada Tabel 7. Dari tabel tersebut terlihat bahwa laju paparan radiasi yang diterima pekerja 1 dan pekerja 2 berkisar dari $(0,006 \pm 0,001)$ mR/jam sampai $(0,013 \pm 0,001)$ mR/jam. Nilai ini masih jauh

dibawah batas yang diizinkan yaitu 2,5 mR/jam.

Perkiraan dosis yang diterima pekerja dihitung berdasarkan lamanya pekerja 1 dan pekerja 2 bekerja selama 1 tahun. Dipilih pekerja 1 dan pekerja 2 karena posisi kedua pekerja tersebut selama bekerja paling dekat dengan pesawat sinar-X dan bekerja paling lama yaitu 2.314 jam selama 1 tahun. Jumlah jam kerja yang dilakukan pekerja 1 dan pekerja 2 melebihi jam kerja seorang pekerja radiasi yaitu 2.000 jam selama 1 tahun. Hal ini terjadi karena pekerja tersebut bekerja selama 7 jam/hari, 6 hari/minggu dan 52 minggu/tahun. Disamping itu memperoleh tambahan jam lembur sebanyak 5 jam setiap 2 minggu sekali.

Tabel 7. Perkiraan dosis radiasi yang diterima pekerja selama 1 tahun bekerja di industri makanan Jakarta dan Karawang.

No	Tegangan dan arus operasi	Nama pekerja	Laju paparan radiasi (mR/jam)	Perkiraan dosis yang diterima (mSv/tahun)	Lokasi
1	80 kV dan 1,89 mA	Pekerja 1	$0,008 \pm 0,001$	0,16	Jakarta
		Pekerja 2	$0,006 \pm 0,001$	0,12	
2	48 kV dan 1,66 mA	Pekerja 1	$0,007 \pm 0,001$	0,14	Karawang
		Pekerja 2	$0,008 \pm 0,001$	0,16	
3	45,8 kV dan 1,29 mA	Pekerja 1	$0,008 \pm 0,001$	0,16	Karawang
		Pekerja 2	$0,010 \pm 0,001$	0,20	
4	48 kV dan 1,66 mA	Pekerja 1	$0,012 \pm 0,001$	0,24	Karawang
		Pekerja 2	$0,013 \pm 0,001$	0,26	

Perkiraan dosis radiasi yang diterima pekerja selama 1 tahun berkisar antara 0,12 mSv/tahun hingga 0,26

mSv/tahun. Nilai ini masih jauh di bawah nilai batas dosis (NBD) yang diizinkan yaitu 50 mSv/tahun untuk penyinaran

seluruh tubuh bagi pekerja radiasi. Nilai dosis radiasi yang diterima pekerja tersebut juga masih di bawah NBD untuk masyarakat umum yaitu sebesar 5 mSv/tahun. Dengan demikian pengoperasian pesawat sinar-X di industri makanan Jakarta dan Karawang cukup aman bagi para pekerja.

V. KESIMPULAN

1. Nilai laju paparan permukaan dan pada jarak 1 meter dari permukaan luar pesawat sinar-X yang dioperasikan pada industri makanan di Jakarta dan Karawang tidak melebihi batas maksimum yang diizinkan sehingga sesuai dengan Keputusan Kepala BAPETEN nomor: 08/Ka-BAPETEN/V-99.
2. Perkiraan dosis radiasi yang diterima pekerja pada industri makanan di Jakarta dan Karawang selama 1 tahun masih jauh di bawah NBD untuk masyarakat umum, sehingga pengoperasian pesawat sinar-X aman bagi para pekerja dan sesuai dengan keputusan Kepala BAPETEN No.01/Ka-BAPETEN/V-99.

UCAPAN TERIMA KASIH

Ucapan terima kasih penulis sampaikan kepada Bapak Drs. Abdul Wa'id atas bantuannya dalam

pengambilan data pengukuran di industri makanan Karawang.

DAFTAR PUSTAKA

1. Peraturan Pemerintah Republik Indonesia nomor 33 tahun 2007, tentang Keselamatan Radiasi Pengion dan Keamanan Sumber Radioaktif, Jakarta, (2007).
2. Keputusan Kepala BAPETEN nomor: 08/Ka-BAPETEN/V-99 tentang Ketentuan Keselamatan Radiografi Industri, Jakarta, (1999).
3. CEMBER, H., "Introduction to Health Physics", Second Edition-revised and Enlarged, Health Professions Division, McGraw-Hill, Inc, (1983).
4. SUWARNO WIRYOSIMIN, "Mengenal Asas Proteksi Radiasi", Penerbit ITB, Bandung, (1995).
5. Keputusan Kepala BAPETEN nomor: 01/Ka-BAPETEN/V-99 tentang Ketentuan Keselamatan Kerja Terhadap Radiasi, Jakarta, (1999).

Tanya Jawab :

1. Penanya :

Pertanyaan : Sutarman (PTKMR - BATAN)

1. Mengapa pekerja 2 nomor 4 pada Tabel 7 lebih tinggi paparannya dibandingkan dengan yang lain, mohon penjelasan ?
2. Nilai batas dosis radiasi yang baru adalah 1 mSv/tahun untuk publik (BSS 115), referensi mana yang diacu ?
3. Pekerja di beberapa industri makanan termasuk pekerja radiasi atau publik (masyarakat umum) ?

**Jawaban : Muji Wiyono
(PTKMR – BATAN)**

1. Perbedaan paparan yang diterima pekerja 2 nomor 4 pada Tabel 7 sedikit lebih tinggi dibandingkan pada pekerja lain, hal tersebut karena fluktuasi bacaan alat ukur radiasi.
2. Nilai batas dosis yang diacu adalah 5 mSv/tahun untuk masyarakat umum, yaitu berdasarkan Keputusan Kepala BAPETEN nomor: 01/Ka-BAPETEN/V-99 tentang Ketentuan Keselamatan Kerja Terhadap Radiasi.
3. Untuk pekerja 1 dan pekerja 2 adalah termasuk pekerja radiasi karena termasuk pekerja sekaligus operator pesawat sinar-X, sedangkan untuk pekerja lainnya adalah termasuk masyarakat umum karena jarak dengan pesawat sinar-X cukup jauh (± 20 meter)

**2. Penanya : Heru Prasetyo
(PTKMR – BATAN)**

1. Apa yang harus dilakukan jika kebocoran paparan radiasi melebihi batasan ?

**Jawaban : Muji Wiyono
(PTKMR – BATAN)**

1. Dalam kondisi normal pengoperasian pesawat sinar-X tidak menimbulkan kebocoran paparan radiasi yang melebihi batasan karena sudah didesain dan diuji oleh pabrik pembuatnya. Apabila kebocoran paparan radiasi melebihi batasan yang harus dilakukan adalah perbaikan pada sistem perisai pesawat sinar-X, jika tidak berhasil pesawat sinar-X tidak boleh dioperasikan.

**3. Penanya : Riau Amorino
(PTKMR – BATAN)**

1. Pada makalah tidak terlihat denah posisi pekerja yang berada di sekitar pesawat sinar-X (karena terlihat posisi celah kiri pada kondisi 80 kV paparnya paling besar ?
2. Untuk pekerja 1 dan pekerja 2 tidak diberikan diskripsi yang jelas tentang perbedaannya, misalnya: posisi berdiri, aktifitas yang dilakukan, dan lain-lain

**Jawaban : Muji Wiyono
(PTKMR – BATAN)**

1. Posisi pekerja adalah pada jarak 1,5 meter dari titik pengukuran 15 (pada celah kanan pesawat sinar-X)
2. Aktifitas antara pekerja 1 dan pekerja 2 adalah relatif sama yaitu mengepak makanan kemasan yang lolos uji dari pesawat sinar-X, memisahkan makanan kemasan yang tidak lolos uji dan sebagai operator pesawat sinar-X.

**4. Penanya : Farida Tusafariah
(PTKMR – BATAN)**

1. Dengan hasil penerimaan dosis pada pekerja selama 1 tahun $<$ NBD untuk masyarakat umum, apakah pekerja disini dikelompokkan masyarakat umum bukan sebagai pekerja radiasi, mengingat peralatan yang digunakan adalah pesawat sinar-X ?
2. Posisi pekerja (operator) sebaiknya ditampilkan dalam pengukuran (titik pengukuran) ?

Jawaban : Muji Wiyono
(PTKMR – BATAN)

1. Untuk pekerja 1 dan 2 adalah termasuk pekerja radiasi sedangkan pekerja yang lain (jauh dari pesawat sinar-X) adalah sebagai masyarakat umum (sama dengan jawaban nomor 1).
2. Untuk pengukuran berikutnya akan ditampilkan.

PENENTUAN ION BEBAS Gd^{3+} DALAM SEDIAAN *CONTRAST AGENT* Gd -DTPA MENGGUNAKAN XYLENOL ORANGE

Maskur, A. Mutalib, Martalena Ramli, Sri Setyowati, Titin ^{*)}

Pusat Radioisotop dan Radiofarmaka – BATAN

^{*)} Fakultas MIPA Universitas Padjadjaran Bandung

ABSTRAK

PENENTUAN ION BEBAS Gd^{3+} DALAM SEDIAAN *CONTRAST AGENT* Gd -DTPA MENGGUNAKAN XYLENOL ORANGE. Senyawa Gd -DTPA merupakan media kontras yang sering digunakan dalam aplikasi penyidikan MRI (*Magnetic Resonance Imaging*). Karena ion bebas Gd^{3+} bersifat sangat beracun, maka preparasi kompleksasi Gd -DTPA harus dilakukan dengan hati-hati dan diukur jumlah ion bebas Gd^{3+} yang terkandung di dalamnya. Pengukuran ion bebas Gd^{3+} dapat dilakukan dengan menambahkan reagen xylenol orange dalam dapar asetat pH 5,8 dan diukur menggunakan *instrument* spektrofotometri UV-Vis. Xylenol orange memberikan dua serapan, yaitu pada panjang gelombang 435 dan 575 nm, serapan puncak pertama (435 nm) lebih besar dibanding serapan puncak kedua (575 nm). Pada saat xylenol orange berikatan dengan ion bebas Gd^{3+} maka serapan puncak pertama menurun dan yang ke dua meningkat. Semakin besar jumlah Gd -xylenol orange terbentuk, maka semakin besar peningkatan serapan pada panjang gelombang puncak ke dua. Pada penelitian ini digunakan larutan xylenol orange 20 ppm dan Gd standar dengan konsentrasi 10; 20; 30; 40 dan 50 ppm untuk memperoleh kurva standar. Dari hasil penelitian, diperoleh kurva standar serapan puncak pertama dan kedua linier, sehingga kedua serapan tersebut dapat digunakan sebagai acuan untuk menentukan kandungan ion bebas Gd^{3+} dalam sediaan *contrast agent* Gd -DTPA. Dari hasil pengukuran, diperoleh bahwa sediaan farmasi *contrast agent* Gd -DTPA hasil sintesis PRR-BATAN dan produk Aldrich, keduanya tidak mengandung ion bebas Gd^{3+} . Hal ini diperkuat dengan hasil pengamatan warna Gd -DTPA Pusat Radioisotop dan Radiofarmaka (PRR) dan Aldrich setelah ditambahkan xylenol orange 20 ppm, keduanya tetap berwarna kuning, tidak berubah menjadi ungu.

Kata kunci : ion bebas Gd^{3+} , Gd -DTPA, *xylenol orange*, spektrofotometri UV-VIS.

ABSTRACT

DETERMINATION OF Gd^{3+} FREE ION IN PREPARATION OF Gd -DTPA AS *CONTRAST AGENT* USING XYLENOL ORANGE. Gd -DTPA Compound is contrast agent which is widely used for investigation by MRI (Magnetic Resonance Imaging). Since Gd^{3+} free ion is highly poisonous, preparation for complexation of Gd -DTPA should be performed carefully and the content of Gd^{3+} free ions should be measured. Measurement of Gd^{3+} free ion can be done by addition of xylenol orange in acetate buffer of pH 5.8 and then run by UV-Vis spectrophotometry. The Xylenol orange give two absorbance; 435 and 575 nm where the first showed bigger absorbance compared to the second. When the xylenol orange bound to Gd^{3+} free ion, hence the first peak of absorbance decreased and the second increased. The greater the amount of Gd -xylenol orange formed, the higher the peak of absorbance of second wavelength. This study used xylenol orange solution at 20 ppm and ion of standard Gd solution at concentration of 10; 20; 30; 40 and 50 ppm for standard curve. The result showed standard curve of first and second absorbance was linear, therefore both absorbances could be as used reference for measurement of Gd^{3+} free ion content in preparation of contrast agent Gd -DTPA. These result showed that the radiopharmaceutical preparation of Gd -DTPA as contrast agent synthesized in Center for Radioisotope and Radiopharmaceutical (PRR-BATAN) and the standard preparation from Aldrich did not contain Gd^{3+} free ion. This case was strengthened by visual observation where both PRR and Aldrich products were remain yellow when 20 ppm of xylenol orange was added to the substance and did not turned to violet.

Keywords : free ion Gd^{3+} , Gd -DTPA, *xylenol orange*, spectrophotometry UV-VIS.

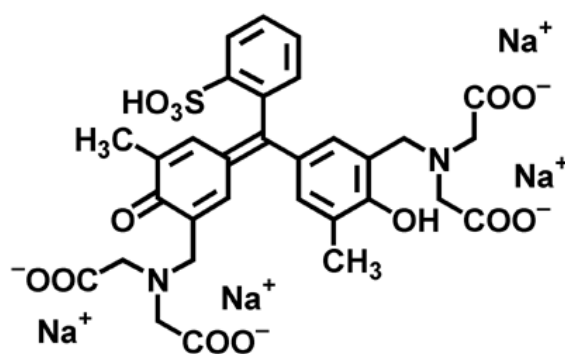
I. PENDAHULUAN

Gadolinium merupakan logam berwarna putih perak, pada suhu kamar bersifat paramagnetik dan pada suhu dingin bersifat feromagnetik yang sangat kuat sehingga sangat cocok untuk media kontras^[1]. Dalam bentuk ion bebas, Gd^{3+} bersifat sangat beracun^[2,3,4]. Oleh sebab itu untuk penggunaannya sebagai media kontras pada teknik *Magnetic Resonance Image* (MRI) Gadolinium harus dikompleks dengan kelat untuk membentuk kompleks kelat yang stabil^[5]. Kelat yang biasa digunakan untuk pengompleks gadolinium adalah *diethylenetriamine penta acetic acid* (DTPA) atau *1,4,7,10 – tetraazacyclododecane-N, N', N'', N''' – tetraacetic acids* (DOTA). Kelat ini dapat membentuk senyawa yang sangat stabil dengan gadolinium, sehingga dapat mengurangi toksisitasnya. Akan tetapi, Gd-DTPA mempunyai keunggulan dapat dibersihkan dari darah (*clearance*) dua kali lebih cepat dibanding Gd-DOTA^[6].

Senyawa Gd-DTPA dan Gd-DOTA telah banyak digunakan untuk media kontras pada teknik MRI. Senyawa ini digunakan untuk memperjelas gambar atau citra (*image*)

dari organ jaringan yang sukar dibedakan melalui teknik MRI, khususnya pada jaringan lunak sistem syaraf pusat, hati, payudara, sistem kardiovaskular, dan paru^[2,7]. Komplek Gd-DTPA telah dipasarkan di Amerika dengan nama dagang “Magnevist”^[2]. LD₅₀ senyawa Gd-DTPA sebesar 10 mmol / kg berat badan^[2,6], dosis diagnosa efektif Gd-DTPA sebesar 0.1 mmol/kg berat badan^[6] dan LD₅₀ ion bebas Gd^{3+} sebesar 0.4 mmol/kg berat badan^[8].

Di Indonesia, media kontras Gd-DTPA saat ini belum dapat diproduksi sehingga untuk memenuhi kebutuhan lokal harus dilakukan impor, tentu saja harganya mahal dan banyak memakai devisa negara. Untuk mengatasi hal tersebut, PRR-BATAN Serpong bekerjasama dengan FMIPA Universitas Padjadjaran Bandung saat ini sedang melakukan penelitian dan pengembangan sintesis dan metoda kendali kualitas Gd-DTPA. Untuk mendapatkan Gd-DTPA yang memenuhi persyaratan yang telah ditetapkan, sintesis Gd-DTPA harus dilakukan secara hati-hati dan produk yang dihasilkan harus selalu diukur kandungan ion Gd^{3+} bebas karena ion tersebut bersifat sangat toksik.



Gambar 1. Struktur kimia xylenol orange.

Xylenol orange merupakan senyawa organik yang mempunyai rumus molekul $C_{31}H_{28}N_2O_{13}SNa_4$, berat molekul 760.59 g mol⁻¹. Tingkat stabilitas termodinamik Gd-xylenol orange relatif rendah (log K=5,8) dibandingkan dengan tingkat stabilitas termodinamik Gd-DTPA (log K=22,4), oleh karena itu xylenol orange tidak akan berikatan dengan Gd dari kompleks Gd-DTPA yang ikatannya sangat stabil. Larutan xylenol orange memberikan dua serapan maksimal pada daerah sinar tampak yaitu berturut-turut pada panjang gelombang sekitar ±435 dan ±575 nm. Serapan puncak pertama (435 nm) lebih kuat dibanding kedua (575 nm). Ketika ion Gd³⁺ ditambahkan ke dalam larutan xylenol orange, maka kedua serapan tersebut mengalami perubahan, serapan puncak pertama berkurang dan serapan puncak kedua bertambah. Konsentrasi Gd(III) bebas secara proporsional dapat

ditentukan melalui perbandingan absorbansi antara 575 dan 435 nm^[9].

Oleh karena sifat Gd³⁺ bebas sangat toksik maka untuk mengukur kadarnya dalam produk Gd-DTPA yang telah diproduksi diperlukan metoda pengukuran Gd³⁺ bebas yang akurat, teliti dan mempunyai keboleh-ulangan yang tinggi. Penelitian ini bertujuan untuk mempelajari kondisi pengukuran Gd³⁺ bebas yang dapat dilakukan dengan metoda spektrofotometri *uv-visible* menggunakan pengomplek xylenol orange dalam buffer asetat pH 5,8.

II. TATA KERJA

Bahan

Xylenol Orange, Gadolinium (III) ICP standard, asam asetat 100%, dan NaOH diperoleh dari MERCK, Germany; Gd-DTPA diperoleh dari hasil sintesis PRR-BATAN Serpong dan Aldrich, USA; aquabidestilata steril diperoleh dari

PT. Ika Pharmindo, Jakarta. Ion bebas Gd^{3+} diukur menggunakan spektrofotometer UV-VIS type Jasco-550, Japan.

Preparasi larutan dapar asetat 50 mM (pH 5,8)

Asam asetat (BJ = 1,05 gr/ml) sebanyak 2.87 ml dilarutkan dengan aquabidest sebanyak 800 ml. Diatur pH hingga 5,8 dengan menambahkan larutan NaOH 1M tetes demi tetes sambil diaduk *stirer*, tambahkan aquabidest hingga volume menjadi 1 liter.

Preparasi larutan Xylenol Orange

Xylenol orange sebanyak 2 mg dilarutkan menggunakan 100 ml dapar asetat (pH 5,8). Untuk penggunaan jangka waktu panjang, larutan harus disimpan dalam keadaan beku dan dimasukkan ke dalam vial-vial kecil. Sebelum larutan dibekukan, diukur spektra visibelnya (menggunakan dapar asetat pH 5,8) antara 350 sampai 650 nm dan dihitung rasio absorbansi relatifnya. Rasio absorbansi yang dihasilkan akan menjadi referensi untuk menguji kualitas larutan yang sudah dibekukan sebelum digunakan. Dalam keadaan beku larutan akan stabil sampai beberapa bulan (penyimpanan pada suhu $-20^{\circ}C$), tetapi

setelah dicairkan larutan tersebut tidak dapat digunakan lebih dari 45 menit. Larutan yang sudah dicairkan tidak dapat dibekukan lagi.

Pengukuran ion Gd bebas menggunakan spektrofotometri

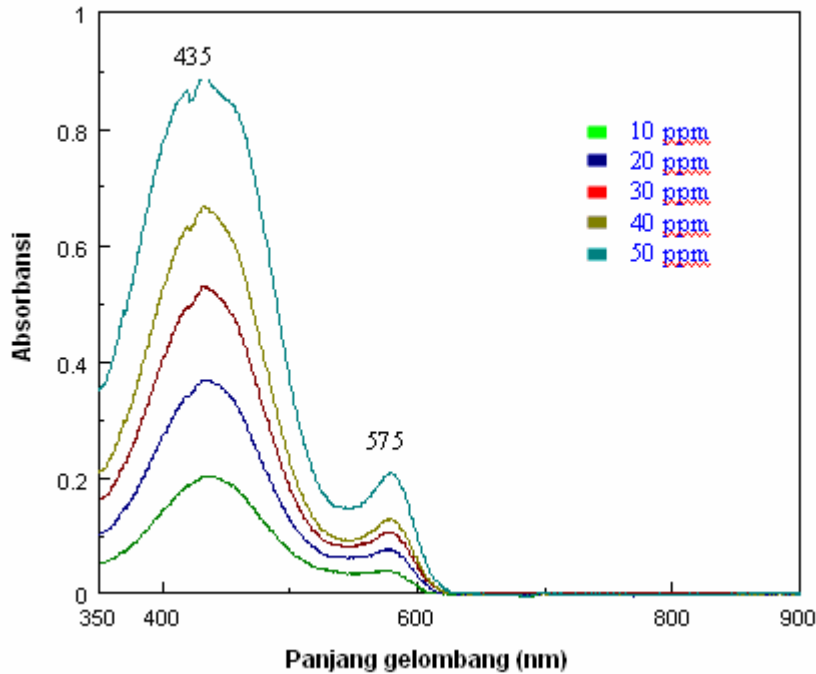
Larutan indikator xylenol orange yang telah disimpan beku dicairkan kembali, diambil 500 μ l dimasukkan ke dalam kuvet semi mikro dan diukur absorbansinya menggunakan spektrofotometer pada panjang gelombang 435 dan 575 nm. Untuk membuat kurva kalibrasi, dimasukkan 50 μ l Gd standar (10, 20, 30, 40, dan 50 ppm) ke dalam masing-masing kuvet yang telah berisi 500 μ l xylenol orange (lihat preparasi xylenol orange), setelah dikocok segera diukur absorbansinya. Kurva kalibrasi linier yang dihasilkan dipergunakan untuk menentukan jumlah Gd^{3+} bebas yang terkandung pada sampel (Gd-DTPA)

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Gambar 2, memperlihatkan spektra xylenol orange dalam berbagai konsentrasi di dalam larutan dapar asetat 50 mM, pH 5,8. Spektra ini menunjukkan bahwa xylenol orange memberikan dua serapan maksimal di daerah visibel pada panjang gelombang

435 dan 575 nm. Hal ini sesuai dengan yang dilaporkan oleh Barge^[9]. Semakin besar konsentrasi xylene orange,

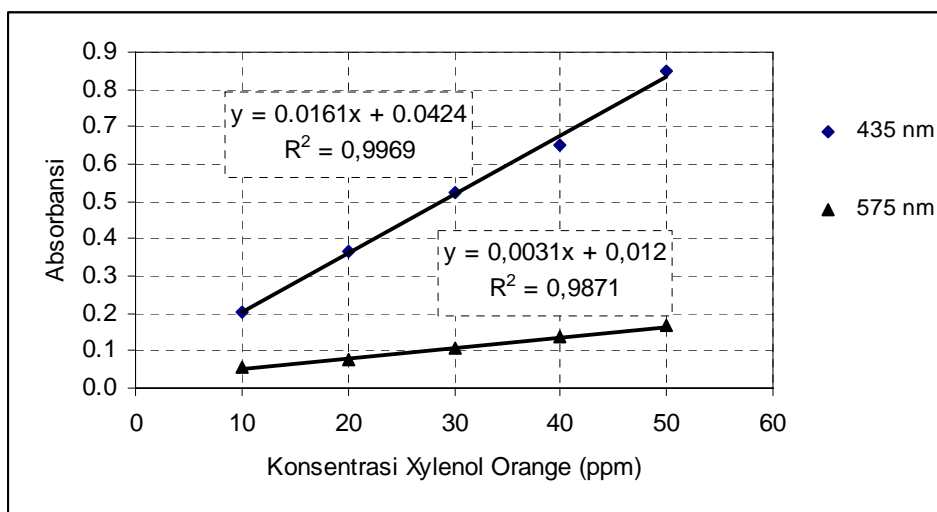
semakin besar pula serapan pada kedua panjang gelombang tersebut.



Gambar 2. Spektra xylene orange dalam berbagai konsentrasi di dalam larutan dapar asetat 50mM pH5,8

Sementara itu Gambar 3 memperlihatkan kurva standar Xylene orange dalam berbagai konsentrasi di

dalam larutan dapar asetat 50 mM pH 5,8.



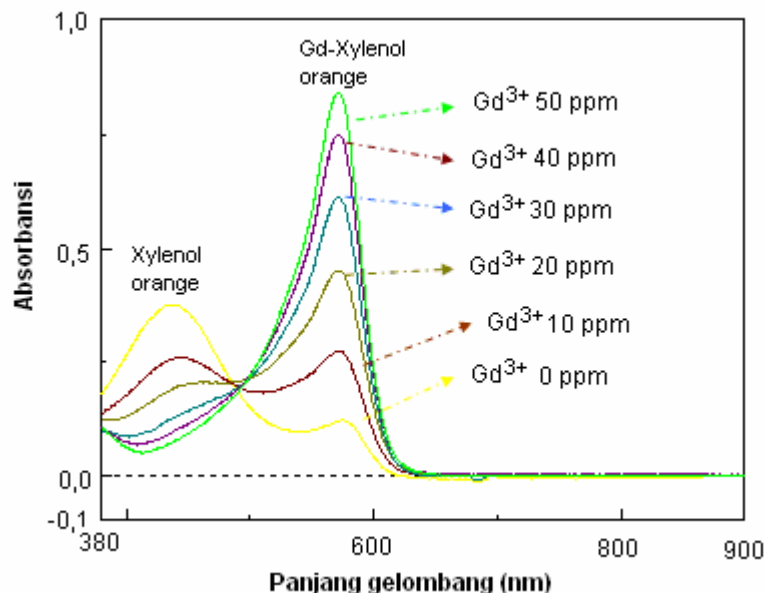
Gambar 3. Kurva standar Xylene orange dalam berbagai konsentrasi di dalam larutan

Dari kurva ini dapat diketahui bahwa serapan xylenol orange dengan rentang konsentrasi 10-50 ppm pada panjang gelombang 435 dan 575 nm bersifat linier (nilai koefisien regresi liniernya, R, berturut-turut adalah 0,9969 dan 0,9871).

Selanjutnya untuk pembuatan kurva standar Gd^{3+} dengan rentang

dapar asetat 50 mM pH 5,8

konsentrasi 10-50 ppm, digunakan larutan xylenol orange 20 ppm, karena pada konsentrasi tersebut diperoleh serapan Gd-xylenol orange pada panjang gelombang 575 nm yang ideal, yaitu absorbansi antara 0,2 – 0,8 (Gambar 4).



Gambar 4. Spektra ion bebas Gd^{3+} dalam xylenol orange yang dilarutkan dalam dapar asetat 50mM pH5.8

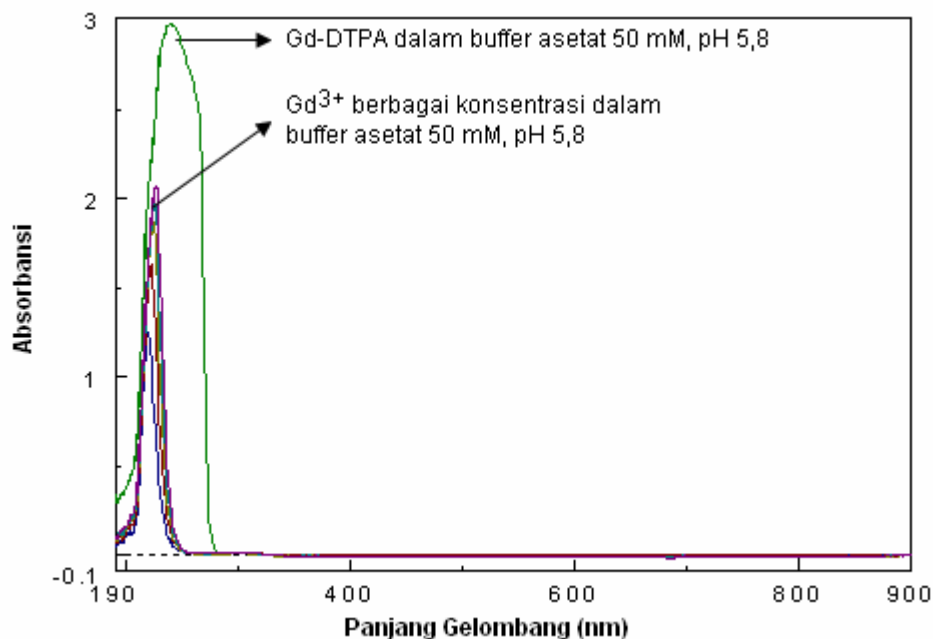
Spektra ion bebas Gd^{3+} dengan rentang konsentrasi 10-50 ppm dalam xylenol orange (20 ppm) ditunjukkan pada Gambar 4. Spektra ini menunjukkan bahwa ketika larutan xylenol orange tanpa ion bebas Gd^{3+} , intensitas serapan pada panjang gelombang 435 nm lebih

besar dibanding pada 575 nm. Ketika ion bebas Gd^{3+} ditambahkan, maka intensitas serapan dari kedua puncak tersebut berubah, pada panjang gelombang 435 nm menurun sedangkan pada 575 nm bertambah. Semakin besar konsentrasi ion bebas Gd^{3+} yang ditambahkan,

semakin besar perubahan intensitasnya. Hal ini menunjukkan bahwa larutan xylenol orange memberikan serapan maksimal pada panjang gelombang 435 nm, dan Gd-xylenol orange memberikan serapan maksimal pada panjang gelombang 575 nm. Ketika xylenol orange berikatan dengan ion bebas Gd^{3+} , maka terbentuklah Gd-xylenol orange sehingga intensitas serapan pada panjang gelombang 575 nm semakin bertambah. Semakin besar jumlah Gd-xylenol orange yang terbentuk, maka semakin meningkat pertambahan intensitas serapan pada panjang gelombang 575 nm. Akan tetapi, sebaliknya intensitas serapan pada panjang gelombang 435 nm menurun. Hal ini terjadi karena pada panjang gelombang 435 nm merupakan serapan dari xylenol orange, sehingga semakin besar jumlah

Gd-xylenol orange yang terbentuk, maka jumlah xylenol orange semakin berkurang karena sebagian telah berikatan dengan ion bebas Gd^{3+} , sehingga intensitas serapan pada panjang gelombang tersebut semakin menurun.

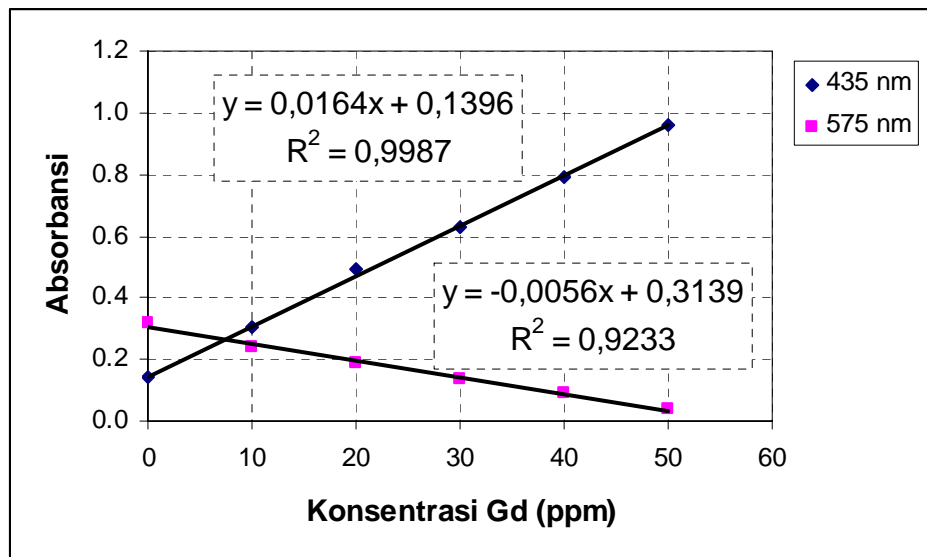
Untuk memastikan bahwa serapan pada panjang gelombang 435 dan 575 nm murni berasal dari Gd^{3+} yang membentuk kompleks dengan xylenol orange, maka diukur Gd^{3+} dan Gd-DTPA dalam dapar asetat 50 mM pH 5.8 tanpa xylenol orange dan hasilnya (Gambar 5) terbukti bahwa tanpa xylenol orange, Gd^{3+} dan Gd-DTPA dalam dapar asetat 50 mM pH 5.8 tidak mempunyai serapan pada panjang gelombang 435 dan 575 nm, tetapi hanya mempunyai serapan pada sekitar 220 dan 225 nm.



Gambar 5. Spektra Gd-DTPA dan Gd^{3+} dalam buffer asetat

Untuk tujuan kuantitatif, dibuat kurva standar ion bebas Gd^{3+} dengan rentang konsentrasi 10-50 ppm dalam larutan xylenol orange 20 ppm (lihat Gambar 5). Daerah serapan maksimum

Gd-xylenol orange pada panjang gelombang 575 nm. Nilai koefisien regresi linier, R, standar Gd^{3+} adalah 0,9987.



Gambar 6. Kurva standar ion bebas Gd^{3+} dalam xylenol orange yang dilarutkan dalam dapar asetat 50mM pH5,8

Perhitungan konsentrasi Gd bebas yang terkandung dalam Gd-DTPA dilakukan dengan interpolasi/ekstrapolasi serapan pada kurva standar Gd (Gambar 2.b). Menurut Barge. A [9], "Konsentrasi ion Gd(III) berbanding lurus dengan rasio serapan pada panjang gelombang 573 dan 433 nm". Dari Gambar 6 diketahui bahwa perhitungan ion Gd^{3+} bebas dapat dihitung berdasarkan kurva standar Gd pada panjang gelombang 435 nm dan 575 nm. Pada panjang gelombang 435 nm, perhitungan Gd^{3+} bebas dihitung berdasarkan pengurangan jumlah xylenol orange karena sebagian telah bereaksi

(berikatan) dengan ion bebas Gd^{3+} membentuk Gd xylenol orange. Sedangkan pada panjang gelombang 575 nm, perhitungan Gd^{3+} bebas dihitung berdasarkan jumlah Gd - xylenol orange yang terbentuk.

Hasil pengukuran kadar ion bebas Gd^{3+} dalam larutan Gd-DTPA produk Aldrich dan hasil sintesis PRR-BATAN dapat dilihat pada Tabel 1. Perhitungan dilakukan dengan cara interpolasi serapan sampel pada panjang gelombang 435 maupun 575 nm terhadap kurva standar. Hasil pengukuran menunjukkan tidak adanya kandungan ion bebas Gd^{3+}

dalam larutan Gd-DTPA produksi Aldrich maupun hasil sintesis PRR-BATAN. Hal ini menunjukkan bahwa kedua produk tersebut tidak mengandung

ion Gd^{3+} , sehingga aman (tidak beracun) untuk digunakan sebagai *media kontras* dalam penyidikan dalam teknik MRI.

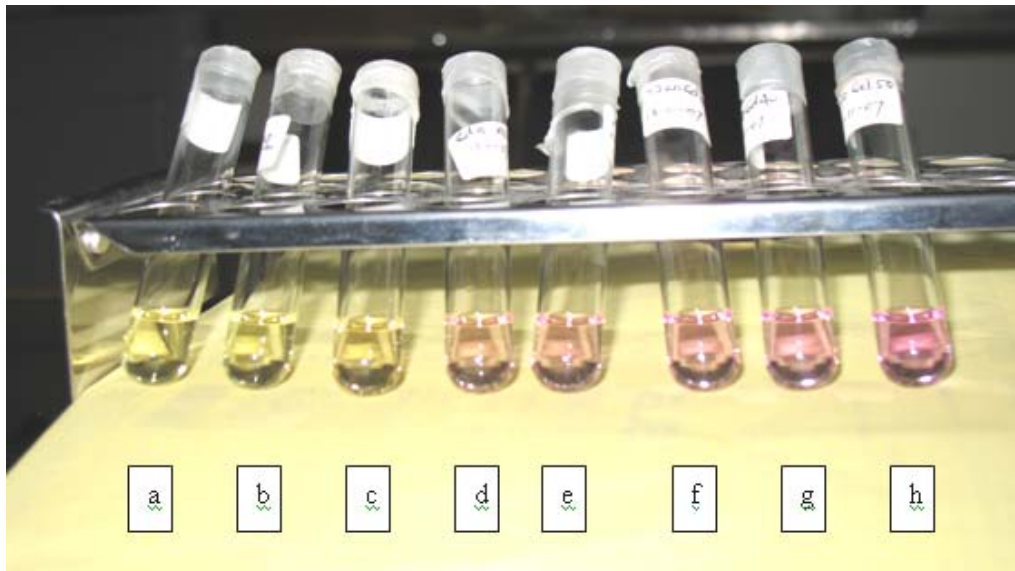
Tabel 1. Hasil pengukuran ion Gd^{3+} menggunakan spektrofotometri.

Sampel	Konsentrasi Gd bebas (ppm) berdasarkan persamaan garis pada			
	$\lambda=435\text{ nm}$		$\lambda=575\text{ nm}$	
	A	ppm Gd	A	ppm Gd
Gd-DTPA Aldrich (0,5 M)	0,372083 \pm 0,0026	ttd	0,00752 \pm 0,000205	ttd
Gd-DTPA sintesis PRR (0,5 M)	0,37581 \pm 0,0015	ttd	0,1017 \pm 0,0098	ttd

Ket: ttd= tidak terdeteksi (dibawah titik nol kurva standar)

Sebagai perbandingan juga dilakukan pengukuran kadar ion bebas Gd^{3+} secara visual. Adanya ion bebas Gd^{3+} dalam kompleks Gd-DTPA dapat dideteksi menggunakan pengomplek xylenol orange dalam dapar asetat pH 5,8. Larutan xylenol orange berwarna

kuning, dan ketika bereaksi dengan Gd^{3+} bebas maka terbentuk Gd-xylenol orange yang berwarna ungu. Semakin besar jumlah Gd-xylenol orange yang terbentuk, maka intensitas warna semakin ungu.



Gambar 7. Satu seri larutan standar Gd^{3+} dan sampel Gd-DTPA dalam xylenol orange 20 ppm hasil fotografi.

Keterangan:

- (a) larutan Gd-DTPA sintesis PRR 0,5 M;
- (b) larutan Gd-DTPA komersial (Aldrich) 0,5M
- (c, d, e, f, g dan h) larutan xylenol orange mengandung Gd^{3+} sebesar 0; 10; 20; 30; 40 dan 50 ppm.

Dari Gambar 7 di atas, menunjukkan bahwa perubahan dan intensitas warna xylenol orange dalam dapar asetat yang tidak dan mengandung ion Gd^{3+} standar (6c-h) sangat nyata. Secara visual dapat dilihat larutan Gd – DTPA hasil sintesis PRR-BATAN (7a) dan Gd-DTPA komersial produk aldrich (7b) dalam xylenol orange (20 ppm) berwarna kuning, sama dengan larutan xylenol orange (20 ppm) yang tidak mengandung ion bebas Gd^{3+} (7c). Hal ini menunjukkan tidak adanya kandungan ion bebas Gd^{3+} dalam kedua produk di atas. Hasil ini juga sesuai dengan hasil pengukuran spektrofotometri UV-VIS bahwa ion bebas Gd^{3+} tidak terdeteksi di dalam Gd-DTPA produk Aldrich maupun hasil sintesis PRR-BATAN.

IV. KESIMPULAN

Ion bebas Gd^{3+} dalam media Gd-DTPA dapat ditentukan menggunakan pengomplek xylenol orange. Pereaksi xylenol orange akan bereaksi dengan Ion bebas Gd^{3+} membentuk kompleks Gd-xylenol orange. Terbentuknya Gd-xylenol orange diindikasikan dengan bertambahnya intensitas serapan pada panjang gelombang ± 575 nm dan berkurangnya intensitas serapan pada ± 435 nm yang diukur dengan

spektrofotometri UV-Vis. Secara visual, terbentuknya Gd-xylenol orange diindikasikan terjadinya perubahan warna dari kuning menjadi ungu. Semakin besar jumlah Gd-xylenol orange yang terbentuk, maka intensitas warna ungu akan semakin kuat. Dari hasil pengukuran, diperoleh bahwa media kontras Gd-DTPA hasil sintesis PRR-BATAN dan produk komersial Aldrich, keduanya tidak mengandung ion bebas Gd^{3+} , sehingga kedua produk tersebut aman (tidak beracun) untuk dijadikan sebagai media kontras penyidikan dengan teknik MRI.

DAFTAR PUSTAKA

1. Gadolinium Penanda Tumor, <http://www.tempo.co.id/kliniknet/info/1506200>
2. ANDRE VOLKOV AND LAUFFER, R.B., "Gadolinium (III) Chelates as MRI contrast agent Structure, Dynamic and application, Chem. Rev. 99. 1999, 2293.
3. CARRAVAN, P., ELLISON, J. J., MC MURRY, T.J., AND LAUFFER, R. B., "Gadolinium (III) Chelates as MRI Contrast Agent, Chem Rev 99, 1999, 2293-2352
4. G.R. MORAN, J. PEKAR, M. BARTOLINI, D.R. CHETTLE, F.MC. NEILL, A.SCOTT, J. GIBBONS, F.S. PRATO, "An Investigation of the Toxicity of Gadolinium Based MRI Contrast Agents", Proc. Intl. Mag. Reson. Med. 10, 2002.

5. Gadolinium Information,
<http://www.hpcbd.com/gadolinium.html>
6. BRASCH, RC. AND HAROLD F. BENNET, "Considerations in the choice of Contrast Media for MRI", Radiology, 199, 1988, 897.
7. Contrast Agent for Magnetic Resonance Imaging,
<http://www.macrocyclics.Com/dar/MRI Contrast Agent/html>
8. LAUFFER RB, "Paramagnetic metal complexes as water proton relaxation agent for NMR imaging", Chem. Rev. 87, 1987, 901-927
9. BARGE, A. CRAVOTTO, G. GIANOLIO,E AND FADELI, F, "How to determine free Gd and free ligand in solution of Gd Chelates", Contrast Med. M01. Imaging 1, 2006,184.

Tanya Jawab :

1. Penanya :

**Pertanyaan : Wira Y. Rahman
(PRR - BATAN)**

1. Berapa batas minimum Gd^{3+} yang diperbolehkan (LD_{50}) ?

**Jawaban : Maskur
(PRR – BATAN)**

1. LD_{50} senyawa Gd-DTA sebesar 10 mmol/kg berat badan, LD_{50} ion bebas Gd^{3+} sebesar 0,4 mmol/kg berat badan, sedangkan diagnosa efektif Gd-DTPA sebesar 0,1 mmol/kg berat badan (Pustaka No.8).

EVALUASI DOSIS AKIBAT KONTAMINASI INTERNA MELALUI PERNAPASAN (INHALASI) MENGGUNAKAN BIOASSAY

Elistina dan Mulyono Hasyim

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi - BATAN

ABSTRAK

EVALUASI DOSIS AKIBAT KONTAMINASI INTERNA MELALUI PERNAPASAN (INHALASI) MENGGUNAKAN BIOASSAY. Pemantauan kontaminasi interna untuk pekerja radiasi mutlak dilaksanakan terutama jika terjadi kecelakaan. Penentuan dosis pada organ atau seluruh tubuh akibat kontaminasi interna radionuklida dapat dihitung menggunakan model matematika. Model sistem pernapasan (*respiratory tract*) disebut juga *lung model* dibagi dalam 3 bagian secara anatomi yaitu daerah hidung, trakea bronki dan paru-paru. Untuk mengevaluasi dosis zat radioaktif dikelompokkan dalam tiga kelas menurut sifat zat radioaktif tersebut yaitu kelas *D* (*Day*), *W* (*Week*) dan *Y* (*Year*). Hasil evaluasi dosis uranium sebesar 1 nano gram uranium alam dalam urin yang dikumpulkan selama 24 jam, diketahui jumlah uranium yang masuk melalui pernapasan sebesar $1,64 \cdot 10^{-08}$ gram, nilai *intake* ^{234}U , ^{235}U dan ^{238}U berturut-turut adalah $2,1 \cdot 10^{-4}$ Bq, $9,4 \cdot 10^{-4}$ Bq dan $2,0 \cdot 10^{-4}$ Bq. Jumlah total dosis efektif (HE) untuk efek stokastik (S) dan dosis efektif untuk target organ (HT) non stokastik (NS) kelas D adalah $2,91 \cdot 10^{-10}$ Sv dan $4,36 \cdot 10^{-09}$ Sv, untuk kelas W $7,60 \cdot 10^{-10}$ Sv dan $3,40 \cdot 10^{-07}$ Sv serta untuk kelas Y adalah $2,07 \cdot 10^{-08}$ Sv dan $1,20 \cdot 10^{-07}$ Sv. Hasil perhitungan masih di bawah batas dosis tahunan baik untuk efek stokastik maupun efek non stokastik sehingga pasien tidak perlu diistirahatkan dan dapat bekerja seperti biasa.

Kata kunci: kontaminasi interna, inhalasi, uranium, *intakes* dan *CED*

ABSTRACT

EVALUATION OF DOSE OF INTERNAL CONTAMINATION EFFECT THROUGH RESPIRATION (INHALATION) USING BIOASSAY. Monitoring internal contamination for radiation worker is absolutely needed in the case of accident. Determination of dose at an organ or whole body of internal contamination can be counted with mathematics model. Respiration system model (*respiratory tract*) referred also as *lung model* which is divided into 3 compartments of anatomy, of which are nose, trachea bronchi and lung area. To evaluate dose of radioactive material, grouped into three classes according to nature of the radioactive items that is class D (*Day*), *W* (*Week*) and *Y* (*Year*). Result of dose evaluation of uranium equal to 1 nano gram of experienced uranium in urine collected during 24 hour collection, it was known that the amount of uranium intake through respiration was $1.64 \cdot 10^{-08}$ gram, value of intake of ^{234}U , ^{235}U and ^{238}U were $2.1 \cdot 10^{-4}$ Bq, $9.4 \cdot 10^{-4}$ Bq and $2.0 \cdot 10^{-4}$ Bq, respectively. Total effective dose (HE) for stochastic effect (S) and for the target organ (HT) of non stochastic (NS) of D class were $2.91 \cdot 10^{-10}$ Sv and $4.36 \cdot 10^{-09}$ Sv, for W class were $7.60 \cdot 10^{-10}$ Sv and $3.40 \cdot 10^{-07}$ Sv and also for Y class were $2.07 \cdot 10^{-08}$ Sv and $1.20 \cdot 10^{-07}$ Sv. Result of calculation was below annual dose for stochastic effect and non stochastic effect so that the patient do not need take a rest and earn to work customarily.

Keywords: internal contamination, inhalation, uranium, intakes and CED

I. PENDAHULUAN

Bioassay diartikan sebagai suatu cara untuk mengidentifikasi dan menentukan jumlah radionuklida dalam tubuh melalui analisis materi yang dikeluarkan atau yang diekskresikan dari dalam tubuh. Analisis ini disebut juga analisis secara in-vitro. Teknik bioassay dapat digunakan untuk perkiraan dosis radiasi pada organ dan jaringan tubuh menggunakan model matematik untuk menjabarkan absorpsi suatu radionuklida ke dalam darah, deposisi dan retensinya pada berbagai organ dan jaringan tubuh serta dosis yang disebabkan beban radionuklida tersebut^[1].

Pekerja radiasi dapat terkontaminasi secara interna yang umumnya melalui 4 cara yaitu :

1. Melalui pernapasan (*through inhalation*)
2. Melalui mulut (*through ingestion*)
3. Melalui luka terbuka (*through open wounds*)
4. Melalui absorpsi kulit (*absorbtion through skin*)

Dari 4 cara terjadinya kontaminasi interna tersebut, yang paling sering adalah melalui pernapasan (*inhalation*). Oleh karena itu, pemantauan (*monitoring*) besarnya konsentrasi radioaktif yang terkandung di udara dan

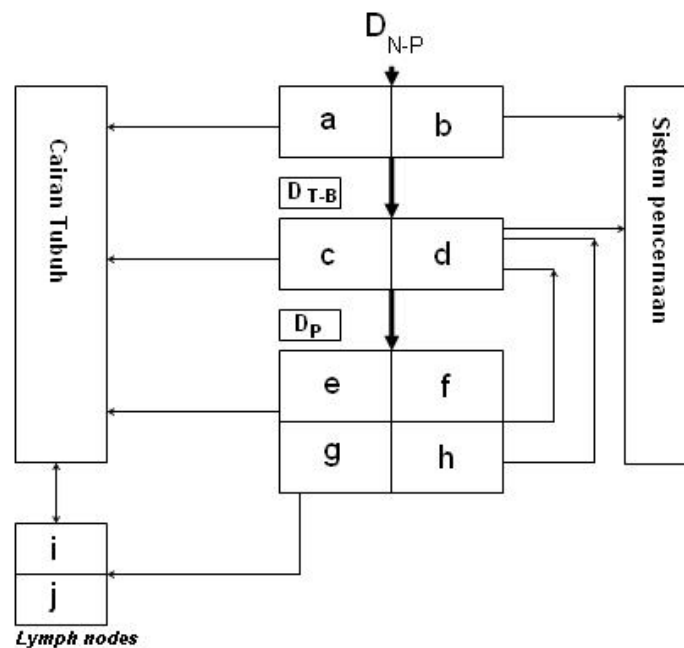
dipermukaan tempat fasilitas kerja harus dilakukan dengan seksama. Masker atau pakaian khusus harus digunakan untuk melindungi diri dari kontaminasi interna yang mungkin terjadi. Konsentrasi material radioaktif di udara akan bervariasi nilainya terhadap waktu bergantung pada jenis pekerjaan yang sedang dilaksanakan. Pemantauan kontaminasi interna untuk pekerja radiasi mutlak dilaksanakan terutama jika terjadi kecelakaan.

Penentuan dosis pada organ tubuh atau seluruh tubuh akibat adanya kontaminasi interna radionuklida di dalam tubuh dapat dihitung menggunakan model matematika. Umumnya model matematika yang dipakai disesuaikan dengan model metabolisme tubuh yang dilengkapi dengan suatu uraian matematika dari *intake*, *uptake*, distribusi, retensi dan ekskresi radionuklida. Perhitungan didasarkan atas proses biologi dan sifat-sifat kimia dan fisika zat radioaktif yang berperan. Dengan mengetahui model matematika yang digunakan, maka jumlah radionuklida yang diekskresikan dapat ditentukan, selanjutnya nilai *intake* dan *uptake* dapat dihitung^[1,2].

Model (saluran pernafasan) *respiratory tract* disebut juga (model paru-paru) *lung model*,

direkomendasikan oleh ICRP dan pertama kali dipublikasikan tahun 1966 (ICRP 1966). Sebagian dari ICRP 1966 dimodifikasi dalam ICRP nomor sembilan belas kemudian dipublikasi secara lengkap pada ICRP Pub. 30, bagian I. Menurut *lung model*, sistem pernafasan dibagi dalam tiga bagian secara anatomi yaitu : (N - P) = daerah hidung, (T - B) = daerah trakea bronki dan (P) = daerah paru-paru. Deposisi radionuklida di dalam 3 daerah tersebut bervariasi sesuai dengan sifat-sifat aerodinamis dan diffusi aerosol radionuklida yang masuk melalui pernafasan. Pergerakan radionuklida ke dalam dan keluar dari kompartemen sistem pernafasan dapat diuraikan menggunakan persamaan matematika. Persamaan ini adalah suatu persamaan matematika yang dibuat berdasarkan

proses dengan partikel radioaktif yang dihirup terdeposisi ke berbagai organ dalam sistem pernafasan dan berdasarkan proses yang partikel radioaktifnya meninggalkan atau terlepas dari area deposisi akibat proses bersihan (*clearance process*). Dari persamaan matematika ini, jumlah materi radioaktif di dalam bagian organ-organ lain didalam tubuh dapat dihitung sebagai fungsi waktu. Jumlah materi radioaktif yang diekskresi pada setiap saat setelah pemaparan radiasi dan perkiraan adanya deposisi radionuklida serta dosis radiasi yang terdapat dalam sistem pernafasan dapat dihitung. Gambar 1. Memperlihatkan model matematik yang digunakan untuk menguraikan proses pembersihan (*clearance process*) dari sistem pernafasan (*respiratory tract*)^[2].



Gambar 1. Skema jalur pembersihan (*clearance pathways*) antar bagian dari a sampai j di dalam empat daerah pernafasan (*region respiratory*) N-P, T-B, P dan L

Materi radioaktif yang terdeposisi di dalam sistem pernapasan akan dieliminasi secara cepat dari sistem pernapasan itu sendiri dan sejumlah kecil materi akan ditransfer dan terabsorpsi ke dalam tubuh bergantung dari sifat kimia dan fisika materi tersebut. Untuk mengevaluasi dosis materi radioaktif dikelompokkan dalam tiga kelas menurut sifat materi radioaktif tersebut yaitu kelas *D (Day)*, *W (Week)* dan *Y (Year)*. Kelas *D* adalah untuk materi radioaktif yang mudah larut dan mudah ditransfer serta waktu bersihan (*clearance time*) berjalan dalam waktu singkat sedangkan kelas *W* dan kelas *Y* adalah sebaliknya [2].

Proses eliminasi materi radioaktif biasanya setelah 2 hari atau lebih dan jumlah radioaktif yang terdeposisi di dalam tubuh atau paru lalu diukur. Jumlah radioaktif yang terdeposisi dan

tertinggal di dalam tubuh atau paru pada saat inhalasi ditetapkan sebagai $t=0$. Tabel 1. memperlihatkan model matematika yang digunakan untuk menerangkan bagaimana proses eliminasi radioaktif berlangsung dari sistem pernapasan. Pada kolom kiri menunjukkan jumlah fraksi (%) radioaktif yang terdeposisi pada daerah-daerah sebagai berikut : *D (N - P)*, *D (T - B)* dan *D (P)* untuk aerosol dengan *AMAD (Activity Median Aerodynamic Diameter)* sebesar 1 μm . Sedangkan proses eliminasi (*clearance process*) berlangsung dari bagian a sampai j di dalam 4 daerah pernapasan yaitu : *N - P*, *T - B*, *P* dan *L (ICRP.Pub.30)*, tanda *n.a = not applicable* (tidak terdapat) [2].

Tabel 1. Memperllihatkan model matematik yang digunakan untuk menerangkan bagaimana proses eliminasi radioaktif.

Daerah	Kompartemen	D		W		Y	
		T hari	F	T hari	F	T hari	F
N - P (DN-P = 0,30)	a	0,01	0,50	0,01	0,10	0,01	0,01
	b	0,01	0,50	0,40	0,90	0,40	0,99
T - B (DT-B = 0,08)	c	0,01	0,95	0,01	0,50	0,01	0,01
	d	0,20	0,05	0,20	0,50	0,20	0,99
P (DP = 0,25)	e	0,50	0,80	50	0,15	500	0,05
	f	n.a.	n.a.	1,0	0,40	1,0	0,40
	g	n.a.	n.a.	50	0,40	500	0,40
	h	0,50	0,20	50	0,05	500	0,15
L	i	0,50	1,00	50	1,00	1000	0,90
	j	n.a.	n.a.	n.a.	n.a.	∞	0,10

Air seni (*urine*) merupakan sampel yang cukup mewakili untuk pengukuran kandungan radioaktif yang terdapat dalam tubuh pekerja akibat kontaminasi interna. Adanya kasus seseorang yang telah terkontaminasi radionuklida selama bertahun-tahun, bahkan dalam waktu yang sangat lama maka prosedur bioassay dapat digunakan untuk menentukan berapa banyak deposit radionuklida yang terdapat dalam tubuh seseorang pada saat sekarang ini^[2,3].

Salah satu radionuklida yang dapat mengakibatkan kontaminasi interna adalah uranium. Uranium merupakan elemen yang sangat penting dalam industri nuklir terutama penggunaannya sebagai bahan bakar reaktor. Uranium mempunyai sifat toksik atau beracun dan dalam kadar tertentu sangat berbahaya bagi tubuh manusia. Senyawa uranium sangat mudah larut dalam air dan terbawa oleh zat cair (H_2O), oleh karena itu uranium akan mudah didapat di seluruh permukaan bumi dengan kadar yang berbeda-beda di setiap tempat. Dalam kadar yang sangat rendah, sifat racun uranium dapat ditolerir oleh tubuh tetapi dalam jumlah yang cukup besar sangatlah berbahaya bagi tubuh atau organ tubuh manusia (paru-paru, ginjal, tulang dan jaringan tubuh lainnya)^[4,5].

Dalam kasus tertentu yang paling berpeluang terkontaminasi uranium dalam jumlah besar adalah pekerja tambang uranium ataupun para pekerja yang berhubungan dengan proses uranium. Oleh karena itu perlu dilakukan pemantauan secara rutin kadar uranium dalam urin pekerja sebagai pengontrol maupun proteksi terhadap bahaya kontaminasi interna. Banyak cara untuk menentukan kadar uranium yang telah dilakukan beberapa tahun belakangan ini dan metode fluorometri sebagai salah satu metode yang banyak digunakan karena hasil yang diperoleh cukup memuaskan.

Dalam tulisan ini diterangkan bagaimana teknik bioassay dapat digunakan untuk perkiraan dosis radiasi pada organ dan jaringan tubuh dengan model matematik yang menguraikan absorpsi suatu radionuklida ke dalam darah, deposisi dan retensinya pada bermacam-macam organ dan jaringan tubuh serta dosis yang disebabkan beban radionuklida tersebut. Dibuat skenario sebagai berikut : seorang pekerja radiasi tambang uranium dilaporkan telah terkontaminasi uranium alam yang mengandung tiga komponen ^{234}U , ^{235}U dan ^{238}U melalui pernapasan (inhalasi). Untuk mengetahui berapa jumlah

uranium alam yang masuk ke dalam tubuhnya melalui inhalasi (*intake*) dan yang terdeposisi di dalam tubuhnya serta dosis yang diterima setelah kecelakaan. Pasien dibawa ke laboratorium bioassay untuk diambil dan dikumpulkan sampel urinnnya selama 24 jam lalu dianalisis kandungan uranium alamnya dengan prosedur *bioassay in-vitro*.

II. BAHAN DAN TATA KERJA

Persiapan sampel

Pekerja radiasi harus mengisi lembaran data pada lembaran isian yang telah tersedia. Selanjutnya sampel urin dikumpulkan selama 24 jam, dimasukkan ke dalam botol yang bersih dan tertutup. Sampel urin diukur volumenya dan dipindahkan ke dalam gelas kimia yang telah diberi nomor. Kandungan uraniumnya dianalisis sesuai dengan prosedur *bioassay in-vitro*.

Pengukuran^[5]

Spektrum alfa diukur dengan detektor *Silicone surface barrier* yang mempunyai area efektif sampai orde 300mm³ dan resolusi partikel alfa kira-kira 20 keV (FWHM), sehingga untuk mengidentifikasi isotop yang memancarkan sinar alfa perlu dilakukan kalibrasi energi menggunakan radionuklida ²³⁹Pu dan

²⁴¹Am. Selanjutnya dilakukan pengukuran sampel yang telah disiapkan.

Perhitungan

1. Perhitungan aktivitas spesifik dan aktivitas uranium dalam 1 gram uranium alam adalah:

Aktivitas spesifik dan aktivitas ²³⁴U, ²³⁵U dan ²³⁸U dalam 1 gram Uranium alam.

$$A_{sp} \left(-\frac{dn}{dt} \right) = \lambda \cdot N$$

$$Aktivitas = \lambda \cdot N \cdot Abundance \dots(1)$$

2. Perhitungan laju deposisi radionuklida untuk kelas D (*day*), W (*week*) dan Y (*year*) dari paru ke cairan tubuh dilakukan dengan cara penyerapan langsung dan tidak langsung menggunakan data yang ada di tabel 1.
3. Perhitungan jumlah *intake* dan dosis di dalam tubuh akibat kontaminasi interna *single intake* atau *acute intake* melalui pernapasan (*through inhalation*).

Selang waktu 1 (satu) hari setelah kecelakaan ($t = 1$ hari), total kandungan uranium alam yang terdapat dalam urin yang diekskresikan selama 24 jam adalah 1 nano gram (1 ng).

- a. Fraksi uranium yang masuk ke dalam bagian tubuh dan langsung diekskresikan sesuai dengan sistem retensi tubuh, sebagai berikut :

$$r^a_{B,s}(t) = 5,4 \times 10^{-1} \cdot e^{-0,693 \cdot t/0,25} + 2,4 \times 10^{-1} \cdot e^{-0,693 \cdot t/6} + 2,0 \times 10^{-1} \cdot e^{-0,693 \cdot t/20} + 1,0 \times 10^{-3} \cdot e^{-0,693 \cdot t/1500} + 2,3 \times 10^{-2} \cdot e^{-0,693 \cdot t/5000}$$

Total Fraksi Ekskresi = Eks.urine + Faecal + Swet + Eksalasi

ICRP Pub.54 mengasumsikan bahwa semua ekskresi terjadi melalui urin oleh karenanya $f\mu = 1$ dengan demikian maka :

$$e^a_{B,u}(t) = r^a_{B,s}(t) = 1,5 \cdot e^{-0,693 \cdot t/0,25} + 2,8 \times 10^{-2} \cdot e^{-0,693 \cdot t/6} + 6,9 \times 10^{-3} \cdot e^{-0,693 \cdot t/20} + 4,8 \cdot 10^{-7} \cdot e^{-0,693 \cdot t/1500} + 3,2 \times 10^{-6} \cdot e^{-0,693 \cdot t/5000} \dots (2)$$

b. Jumlah radionuklida yang masuk ke dalam tubuh (*intake*) dapat dihitung dengan persamaan di bawah ini :

$$I(\text{intake}) = \frac{Eu(t)}{Kd / Kw / Ky \times Yu(t) \times e^{-\lambda t}} = \frac{Eu(t)}{e^a_{B,u}(t)} \dots (3)$$

dengan :

$Eu(t)$ = jumlah aktivitas radionuklida yang diekskresi dalam sampel urin pada waktu t.

$Yu(t)$ = besarnya fraksi urin yang diekskresikan

$e^{-\lambda t}$ = waktu paro radionuklida

$Kd/Kw/Ky$ = faktor

$e^a_{B,u}(t) = Yu(t)$ = fraksi aktivitas radionuklida yang terinhalasi pada waktu t (hari)

$$-\frac{dr(t)}{dt} = Y(t)$$

dengan :

$$-\frac{dr(t)}{dt} = \text{retensi}$$

$Y(t)$ = total ekskresi

t = hari

c. Dosis efektif terikat (*Committed effective dose equivalent per unit intake*) (Sv/Bq) = *weighting factor* \times *weighted committed dose equivalent in target organs or tissues per intake of unit activity* (Sv/Bq).

$$CED = \sum Wt \times H_{50,T} Sv/Bq \dots (4)$$

dengan :

$H_{50,T} Sv/Bq$ = *weighted committed dose equivalent in target organ or tissues per intake of unit activity* (Sv/Bq)

Wt = *weighting factor*

d. *Effective dose* (HE) = $I(Bq) \times \sum Wt \times H_{50,T} Sv/Bq(S)$ (5)

e. Dosis Organ (HT) = $I(Bq) \times H_{50,T} Sv/Bq(NS)$ (6)

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Uranium mengandung tiga unsur yaitu : ^{234}U , ^{235}U dan ^{238}U , sehingga perhitungan dilakukan satu per satu seperti

di bawah ini. Penghitungan Aktivitas spesifik dan aktivitas dalam uranium alam (^{234}U , ^{235}U dan ^{238}U) sebesar 1 gram ^{234}U dapat dilihat pada Tabel 2.

Tabel 2. Aktivitas Spesifik Uranium Alam (^{234}U , ^{235}U dan ^{238}U).

Isotop	Abundance (%)	T1/2 (year)	Ak. Spesifik (Bq/gr)	Aktivitas dalam 1 gr U alam (Bq/gr U alam)
^{234}U	0,0056	$2,48 \times 10^{05}$	$2,28 \times 10^{08}$	$1,28 \times 10^{04}$
^{235}U	0,7200	$7,10 \times 10^{08}$	$7,96 \times 10^{04}$	$5,73 \times 10^{02}$
^{238}U	99,2744	$4,51 \times 10^{09}$	$1,23 \times 10^{04}$	$1,22 \times 10^{04}$

Evaluasi dosis materi radioaktif berdasarkan laju deposisi radionuklida dikelompokkan dalam tiga kelas menurut sifat materi radioaktif tersebut yaitu kelas *D (Day)*, *W (Week)* dan *Y (Year)*. Kelas *D* adalah untuk materi radioaktif yang mudah larut dan mudah ditransfer serta waktu pembersihan (*clearance time*) berjalan dalam waktu singkat sedangkan kelas *W* dan kelas *Y* adalah sebaliknya. Penghitungan dilakukan berdasarkan penyerapan langsung dan tidak langsung dari daerah hidung, trakea bronki dan paru-paru menuju ke cairan tubuh sehingga diperoleh hasil untuk setiap kelas, sebagai berikut : $KD = 0,48 + 0,15 \times f_1$, $KW = 0,07 + 0,41 \times f_1$ dan $KY = 0,004 + 0,48 \times f_1$, dengan $f_1 =$ fraksi unsur/radionuklida yang mencapai cairan tubuh (*body fluids*) dan diteruskan ke sistem pencernaan.

Diasumsikan bahwa fraksi uranium yang masuk ke dalam bagian tubuh dan

langsung diekskresikan adalah sebesar 0,54 serta fraksi sebesar 0,2 dan 0,023 ditransfer ke mineral tulang (*mineral bone*) dan tertahan disini dengan waktu paro 20 hari dan 5000 hari, fraksi sebesar 0,12 dan 0,00052 ditransfer ke ginjal (*kidneys*) dan tertahan disini dengan waktu paro 6 hari dan 1500 hari, fraksi sebesar 0,12 dan 0,00032 diasumsikan transfer ke seluruh jaringan tubuh yang lain dan tertahan dengan waktu paro 6 sampai 1500 hari. *ICRP Pub. 54* mengasumsikan bahwa semua ekskresi terjadi melalui urin oleh karenanya $f\mu = 1$, dengan demikian jika $t = 1$ hari, $f\mu = 1$ maka besarnya fraksi ekskresi urin dapat dihitung menggunakan persamaan 2 dan diperoleh hasil 0,1254.

Setelah nilai fraksi ekskresi urin diketahui maka dapat dihitung banyaknya radionuklida yang masuk ke dalam tubuh. (*intake*). Hasil analisis bioassay in-vitro kandungan uranium alam (U-alam) yang

terdapat dalam sampel urin 24 jam pada pekerja tambang uranium tersebut adalah = 1 ng (nanogram). Dengan demikian kandungan uranium alam (^{234}U , ^{235}U dan ^{238}U) yang masuk ke dalam tubuh pekerja tambang melalui inhalasi adalah : 16,4 ng

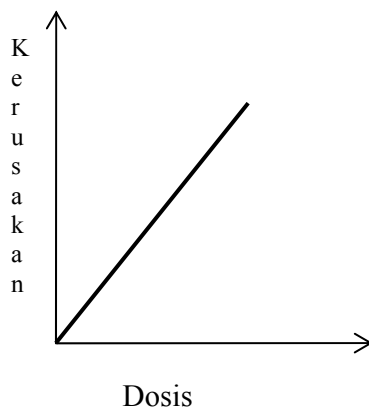
= $1,64 \times 10^{-8}$ gram. Setelah diketahui kandungan uranium alam yang masuk ke dalam tubuh maka dapat dihitung berapa jumlah *intake* sesuai dengan persamaan 3, hasil ini dapat dilihat dalam Tabel 3 di bawah ini.

Tabel 3. Aktivitas dalam 1 gr uranium dan *Intake*.

Isotop	Jumlah Uranium alam (gr)	Aktivitas dalam 1 gr Uranium (Bq/gr)	<i>Intake</i> (Bq)
^{234}U	$1,64 \times 10^{-8}$	$1,28 \times 10^4$	$2,1 \times 10^{-4}$
^{235}U	$1,64 \times 10^{-8}$	$5,73 \times 10^2$	$9,4 \times 10^{-4}$
^{238}U	$1,64 \times 10^{-8}$	$1,22 \times 10^4$	$2,0 \times 10^{-4}$

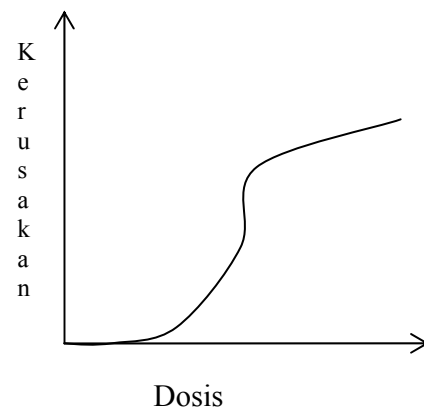
Kontaminasi interna yang diakibatkan oleh uranium alam dapat menyebabkan efek stokastik dan non stokastik. Efek stokastik merupakan gejala yang langsung terasa bila seorang pekerja

radiasi terkontaminasi interna sedangkan efek non stokastik merupakan gejala dalam jangka waktu yang lama baru terasa dan telah mencapai organ target, seperti digambarkan pada gambar di bawah ini [2].



Gambar 2. Efek stokastik

Dalam menghitung dosis efektif terikat (*CED*) untuk kelas D perlu diperhatikan organ tubuh yang dapat terkena efek stokastik yaitu sumsum tulang, paru-paru, tulang maupun ginjal. Dosis yang diterima setiap bagian tersebut



Efek non stokastik

dihitung menggunakan persamaan 3 lalu hasil perhitungannya dijumlahkan sehingga diperoleh dosis efektif terikat (*CED*) untuk setiap jenis uranium. Jumlah *intake* dan *CED* digunakan untuk menghitung dosis efektif (*HE*) yang ada di seluruh tubuh

sesuai dengan persamaan 5. Nilai *intake* dan *CED* ini adalah perhitungan untuk efek stokastik apabila yang terjadi efek non stokastik maka harus dihitung dosis organ (*HT*) yaitu bagian tulang (*bone surface*) menggunakan persamaan 6. Hasil perhitungan *Committed effective dose equivalent (CED) per unit intake (Sv/Bq)*,

dosis efektif (*HE*) seluruh tubuh (*Whole body*) dengan *Annual Dose Limit* 0,05 Sv untuk efek stokastik (S) dan dosis organ (*HT*) pada tulang (*Bone surface*) dengan *Annual Dose Limit* 0,5 Sv untuk efek non-stokastik (NS) kelas D dapat dilihat pada Tabel 4 berikut ini:

Tabel 4. Hasil *CED* dan *HE* untuk efek stokastik dan *HT* untuk efek non stokastik untuk kelas D.

Isotop	<i>Intake</i> (Bq)	<i>CED</i> (Sv/Bq)	<i>HE</i> (Sv)	<i>HT</i> (Sv)
²³⁴ U	$2,1 \times 10^{-4}$	$7,2 \times 10^{-07}$	$1,52 \times 10^{-10}$	$2,31 \times 10^{-09}$
²³⁵ U	$9,4 \times 10^{-4}$	$6,6 \times 10^{-07}$	$6,24 \times 10^{-12}$	$9,40 \times 10^{-11}$
²³⁸ U	$2,0 \times 10^{-4}$	$6,4 \times 10^{-07}$	$1,33 \times 10^{-10}$	$1,96 \times 10^{-09}$
Total			$2,91 \times 10^{-10}$	$4,36 \times 10^{-09}$

Bila pada kelas *D* untuk materi radioaktif yang mudah larut dan mudah ditransfers serta waktu bersihan (*clearance time*) berjalan dalam waktu singkat maka perlu juga dilakukan perhitungan untuk kelas *W* dan kelas *Y* karena waktu pembersihannya yang lebih lama. Perhitungan yang dilakukan sama seperti pada kelas *D*. Hasil perhitungan *Committed*

effective dose equivalent (CED), dosis efektif (*HE*) seluruh tubuh (*Whole body*) dengan *Annual Dose Limit* 0,05 Sv untuk efek stokastik (S) dan dosis organ (*HT*) pada paru-paru (*Lung*) dengan *Annual Dose Limit* 0,5 Sv untuk efek non stokastik (NS) kelas *W* dapat dilihat dalam Tabel 5 dibawah ini.

Tabel 5. Hasil *CED* dan *HE* untuk efek stokastik dan *HT* untuk efek non stokastik untuk kelas *W*.

Isotop	<i>Intake</i> (Bq)	<i>CED</i> (Sv/Bq)	<i>HE</i> (Sv)	<i>HT</i> (Sv)
U-234	$2,1 \times 10^{-4}$	$1,9 \times 10^{-06}$	$3,99 \times 10^{-10}$	$3,36 \times 10^{-09}$
U-235	$9,4 \times 10^{-4}$	$1,8 \times 10^{-06}$	$1,69 \times 10^{-12}$	$1,41 \times 10^{-10}$
U-238	$2,0 \times 10^{-4}$	$1,7 \times 10^{-06}$	$3,40 \times 10^{-10}$	$2,80 \times 10^{-09}$
Total			$7,60 \times 10^{-10}$	$3,40 \times 10^{-07}$

Sedangkan perhitungan untuk kelas *Y* adalah *Committed effective dose*

equivalent (CED) per unit intake (Sv/Bq), dosis efektif (*HE*) seluruh tubuh (*Whole*

body) dengan *Annual Dose Limit* 0,05 Sv untuk efek stokastik (S) dan dosis organ (*HT*) pada paru-paru (*Lung*) dengan *Annual*

Dose Limit 0,5 Sv untuk efek non stokastik (NS) kelas Y dapat dilihat dalam Tabel 6 di bawah ini.

Tabel 6. Hasil *CED* dan *HE* untuk efek stokastik dan *HT* untuk efek non stokastik untuk kelas Y.

Isotop	<i>Intake</i> (Bq)	<i>CED</i> (Sv/Bq)	<i>HE</i> (Sv)	<i>HT</i> (Sv)
U-234	$2,1 \times 10^{-4}$	$3,6 \times 10^{-05}$	$7,56 \times 10^{-09}$	$6,3 \times 10^{-08}$
U-235	$9,4 \times 10^{-4}$	$3,3 \times 10^{-05}$	$3,10 \times 10^{-10}$	$2,6 \times 10^{-09}$
U-238	$2,0 \times 10^{-4}$	$3,2 \times 10^{-05}$	$1,28 \times 10^{-08}$	$5,4 \times 10^{-08}$
Total			$2,07 \times 10^{-08}$	$1,2 \times 10^{-07}$

Berdasarkan *ICRP Pub. 30* disebutkan bahwa batas dosis tahunan untuk efek stokastik (*Annual Dose limit for stochastic effect*) adalah :

$$HE = I \Sigma WT.H_{50,T} \leq 0,05 \text{ Sv} \leq 50 \text{ mSv}$$

Batas dosis tahunan untuk efek non-stokastik (*Annual Dose limit for non-stokastic effect*) adalah :

$$HT = I \times H_{50,T} \leq 0,5 \text{ Sv} \leq 500 \text{ mSv}$$

Hasil *HE* dan *HT* yang didapat pada sampel pasien seperti di atas menunjukkan bahwa besarnya dosis uranium alam yang masuk ke dalam tubuh lebih kecil dari batas tahunan yang ditetapkan sehingga pasien tidak perlu diistirahatkan .

IV. KESIMPULAN

Hasil evaluasi dosis akibat kontaminasi interna melalui pernapasan (inhalasi) dengan menganalisa urin pekerja radiasi yang diasumsi terkontaminasi

uranium sebesar 1 nano gram uranium alam dalam urin yang dikumpulkan selama 24 jam, diketahui jumlah uranium yang masuk melalui pernapasan sebesar $1,64 \times 10^{-08}$ gram, nilai *intake* ^{234}U , ^{235}U dan ^{238}U adalah $2,1 \times 10^{-4}$ Bq, $9,4 \times 10^{-4}$ Bq dan $2,0 \times 10^{-4}$ Bq. Jumlah total dosis efektif (*HE*) untuk efek stokastik (S) dan dosis efektif untuk target organ (*HT*) non stokastik (NS) kelas D adalah $2,91 \times 10^{-10}$ Sv dan $4,36 \times 10^{-09}$ Sv, kelas W adalah $7,60 \times 10^{-10}$ Sv dan $3,40 \times 10^{-07}$ Sv serta untuk kelas Y adalah $2,07 \times 10^{-08}$ Sv dan $1,20 \times 10^{-07}$ Sv. Dari perhitungan di atas diketahui bahwa hasilnya di bawah batas dosis tahunan baik untuk efek stokastik maupun efek non stokastik sehingga pasien tidak perlu diistirahatkan dan dapat bekerja seperti biasa.

DAFTAR PUSTAKA

1. NCRP, *Use of Bioassay Procedures for Assessment of Internal Radionuclide Deposition*, National Council Radiation Protection and Measurements, Report No. 87, (1987).
2. ICRP, *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. ICRP, *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. IAEA, *Indirect Methods for Assessing Intakes of Radionuclides Causing Occupational Exposure*, Safety Reports Series No.18, IAEA (2000).
5. IAEA, *Regional Training Course on Assessment of Occupational Exposure due Intakes of Radio-nuclides, Laboratory Practices Module VI.2/1*, IAEA (2003).

PREPARASI ^{125}I DALAM SAMPEL AIR PANAS BUMI

N. Laksminepuri Ritonga

Pusat Aplikasi Teknologi Isotop dan Radiasi -BATAN
Email : laksmine@batan.go.id

ABSTRAK

PREPARASI ^{125}I DALAM SAMPEL AIR PANAS BUMI. Telah dilakukan preparasi ^{125}I dalam sampel air panas bumi dengan menggunakan metode pengendapan reduksi oksidasi. Radionuklida ^{125}I memiliki keterbatasan sensitivitas pengukuran karena energi yang dipancarkan cukup rendah, maka sangat sulit untuk dideteksi langsung di lapangan. Sampel air panas bumi diendapkan sebagai AgI dengan bantuan sejumlah pereaksi seperti KMnO_4 , Na_2SO_3 dan AgNO_3 . Endapan AgI yang diperoleh kemudian diukur aktivitas ^{125}I nya dengan menggunakan pencacah sintilasi cair (Liquid Scintillation Counter). Hasil pencacahan sampel dinyatakan dalam cacahan permenit (cpm). Nilai pencacahan kemudian diubah dalam satuan Currie atau Becquerel sehingga dapat diketahui aktivitas ^{125}I dalam sampel. Bobot sampel hasil pengendapan AgI dari sampel lapangan panas bumi Dieng sumur HCE-7C dari tanggal sampling 20 Agustus 2007 hingga 27 Agustus 2007 masing-masing adalah 0,10; 0,17; 0,13; 0,15 dan 0,19 gram dengan nilai cacah masing-masing sebesar 11,83; 11,02; 8,81; 6,66 dan 6,58 cpm sedangkan nilai aktivitas ^{125}I masing-masing tanggal sampling adalah $3,06 \times 10^{-12}$; $1,37 \times 10^{-12}$ dan $2,34 \times 10^{-13}$ Ci/liter. Aktivitas ^{125}I pada tanggal 30 Nopember 2007 dan 27 Desember 2007 tidak terdeteksi karena nilai cacah sampel lebih rendah dari cacah latar belakang.

Kata kunci : radionuklida ^{125}I , sampel air panas bumi, aktivitas radionuklida.

ABSTRACT

PREPARATION OF ^{125}I IN GEOTHERMAL WATER SAMPLE. Preparation of ^{125}I in geothermal water sample was carried out by using reduction oxidation precipitation method. ^{125}I has a limit sensitivity detection because of its the lower enough energy emitted, so it was difficult to detect in situ in the field. Geothermal water sample was precipitated as AgI by using reagent such as KMnO_4 , Na_2SO_3 and AgNO_3 . The AgI precipitated activity on ^{125}I is measured by using liquid scintillation counter. The result is expressed in count per minute that can be transformed to Currie or Becquerel to determine the ^{125}I activity. The weigh of AgI precipitated from HCE-7C reservoir of Dieng geothermal field are 0.10, 0.17, 0.13, 0.15 and 0.19 grams with each count rate are 11.83, 11.02, 8.81, 6.66 and 6.58 cpm meanwhile the ^{125}I activity are 3.06×10^{-12} , 1.37×10^{-12} and 2.34×10^{-13} Ci/liter. The ^{125}I activity on November 30, 2007 and December 27, 2007 cannot be detected because the count rate is lower than background.

Keywords : radionuclide of ^{125}I , geothermal water sample, activity of radionuclide.

I. PENDAHULUAN

Penggunaan zat perunut radioaktif (*radiotracers*) pertama kali diaplikasikan untuk menyelesaikan masalah di bidang industri. Teknik perunut (*tracer*) memiliki peranan penting dalam

penyelidikan lapangan yaitu untuk mengetahui mekanisme interkoneksi antara sumur injeksi dan sumur produksi serta memrediksi efektifitas gerakan fluida^[1]. Hal itu menyebabkan penggunaan zat perunut semakin

meningkat dengan didukung oleh percobaan yang saling berkaitan terutama untuk proses optimasi di dalam bidang industri.

Berbagai macam perunut yang digunakan baik yang bersifat kimia (bukan radioaktif) maupun yang bersifat aktif (radioaktif) seperti fluorescense, rhodamin, alkohol, ^{125}I , ^{131}I , ^{82}Br , ^3H dan lain sebagainya dapat memenuhi syarat untuk digunakan sebagai zat perunut dalam mempelajari sistem hidrologi *reservoir*. Tetapi zat radioaktif yang umumnya berbentuk senyawa kimia anorganik mempunyai kelebihan dalam tingkat kestabilan yang tinggi terhadap temperatur, sehingga cocok digunakan pada sistem panasbumi. Dalam penelitian ini, zat perunut yang digunakan adalah ^{125}I . Iodida-125 merupakan radioisotop pemancar gamma murni dengan energi 35,5 keV dan intensitas 6,7%. Radionuklida ^{125}I memiliki waktu paruh 60 hari tersedia dalam bentuk ion iodida (I^-). Pemilihan perunut ini disebabkan oleh karena energinya yang cukup rendah bila dibandingkan dengan isotop ^{131}I , waktu paruh yang tidak terlalu lama sehingga cocok untuk menentukan waktu tempuh (*resident time*) isotop tersebut antar sumur injeksi dan sumur produksi serta sudah dapat diproduksi oleh BATAN sendiri.

Radionuklida ^{125}I memiliki keterbatasan sensitivitas pengukuran karena energi yang dipancarkan cukup rendah, oleh karena itu sangat sulit untuk dideteksi secara langsung di lapangan. Penentuan ^{125}I dilakukan dengan menggunakan metode pembentukan endapan AgI dari dua liter sampel dengan menggunakan perhitungan konsentrasi aktivitas berdasarkan pengukuran menggunakan pencacah sintilasi cair [2]. Dengan berkembangnya teknik pengukuran ini maka diperoleh pembacaan yang lebih sensitif dan waktu yang lebih singkat.

Ion iodida (I^-) yang berasal dari zat perunut ^{125}I , ditambahkan kalium iodat sebagai sumber iodida ataupun iodida yang terdapat dalam sampel air panas bumi dapat membentuk endapan AgI jika direaksikan dengan Ag^+ berlebih. Untuk mendapatkan endapan AgI murni maka harus dilakukan pemisahan iodida dengan zat pengotor lainnya, karena pengotor ini dapat mengganggu proses terbentuknya endapan AgI . Zat pengotor disaring dan dilakukan proses reaksi redoks agar endapan yang terbentuk murni endapan AgI dengan penambahan larutan pereagen lain [3].

Penelitian ini bertujuan untuk mendapatkan endapan AgI yang terdapat

dalam sampel air panas bumi yang telah diinjeksikan perunut ^{125}I . Selanjutnya aktivitas perunut ^{125}I diukur dengan menggunakan pencacah sintilasi cair.

II. TATA KERJA

Alat dan Bahan

Alat yang digunakan adalah seperangkat alat gelas, penyaring Buchner, pompa vakum, bak ultrasonik, pencacah sintilasi cair Packard 1900TR. Sedangkan bahan yang digunakan adalah KIO_3 , kertas saring asetat selulosa $0,45\mu\text{m}$, kertas saring nitro selulosa $0,45\mu\text{m}$, KMnO_4 , HNO_3 , HF , Na_2SO_3 , AgNO_3 dan larutan AgNO_3 .

Metode

Penyaringan sampel dilakukan dengan menggunakan kertas saring dan batuan pompa vakum. Penyaringan sampel dilakukan bertujuan untuk menghilangkan pengotor-pengotor yang terdapat dalam sampel air panas bumi, terutama silika. Penyaringan dilakukan berulang-ulang dengan menggunakan kertas saring Whatman no. 42 dan kertas saring nitrat selulosa dengan ukuran $0,45\mu\text{m}$ agar silika yang terdapat dalam larutan sampel berada dalam jumlah yang sekecil mungkin.

Sampel air panas bumi yang berasal dari lapangan panas bumi Dieng

Jateng sebanyak 2 L disaring dengan kertas saring nitrat selulosa hingga jernih, kemudian ditambahkan larutan KIO_3 dan ditambahkan beberapa tetes NaOH hingga pH 9. Selanjutnya ditambahkan KMnO_4 dan ditambahkan campuran larutan HNO_3 pekat dan HF pekat serta aquades, kemudian ditambahkan larutan Na_2SO_3 hingga homogen. Kemudian larutan contoh tersebut disaring dengan kertas saring nitrat selulosa lalu ditambahkan larutan AgNO_3 dan didiamkan selama 1- 2 jam. Contoh disaring dengan kertas saring asetat selulosa yang telah ditimbang bobotnya, kemudian secara bergantian dibilas dengan larutan HNO_3 , NH_3 , KMnO_4 dan terakhir Na_2SO_3 . Endapan kemudian dikeringkan dalam oven dan akhirnya ditimbang bobotnya.

Kertas saring yang berisi endapan digulung dan dimasukkan kedalam vial gelas yang telah berisi tiourea sintilator dan HNO_3 , kocok dan diletakkan dalam bak ultrasonik selama 1 jam hingga homogen. Aktivitas ^{125}I diukur dengan pencacah sintilasi cair. Aktivitas ^{125}I pada saat pencacahan dihitung dengan menggunakan rumus sebagai berikut :

$$A_t = \frac{C_{spl}}{F_k \cdot \epsilon \cdot V \cdot R \cdot A} \dots\dots\dots (1)$$

dengan :

- A_t : Aktivitas ^{125}I saat pencacahan (Ci)
 C_{spl} : Laju cacah sampel (cpm)
 F_k : faktor konversi dari Ci ke dpm ($2,22 \times 10^{-10}$)
 ε : efisiensi alat LSC
 V : volume sampel
 R : *chemical yield*
 A : aktivitas setelah peluruhan

Aktivitas peluruhan dihitung dengan rumus sebagai berikut :

$$A = A_0 e^{-\lambda t} \dots\dots\dots (2)$$

dengan :

- A_0 : Aktivitas sebelum peluruhan
 λ : konstanta peluruhan
 t : lama unsur meluruh

Hasil pengukuran dan preparasi sampel juga berpengaruh untuk menghasilkan nilai "chemical yield", yang didapat berdasarkan rumus :

$$\text{Chemical Yield } (R) = \frac{W}{W_i} \dots\dots\dots (3)$$

dengan :

- W : Bobot endapan AgI yang didapat
 W_i : Bobot iodida yang ditambahkan sebagai KIO_3 + bobot iodida yang ada di alam (0,4 gram)

III. HASIL PEMBAHASAN

Eliminasi zat-zat terlarut dari larutan sampel

Sampel yang dianalisis adalah air panas bumi yang berasal dari lapangan panas bumi Dieng Wonosobo Jawa Tengah. Unsur yang dianalisis dari contoh adalah ion iodida yang berasal dari zat perunut ^{125}I yang mempunyai waktu paruh 60 hari.

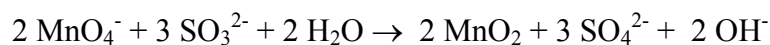
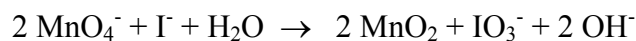
Eliminasi zat terlarut/pengotor lain dan silika dari larutan sampel dapat dilakukan dengan metode penyaringan dengan bantuan pompa vakum. Sebelum proses reaksi redoks dilakukan sebaiknya silika dan zat terlarut lainnya yang terdapat pada larutan sampel harus dihilangkan, karena hal tersebut akan mengganggu terjadinya proses reaksi pembentukan endapan AgI. Penyaringan dilakukan berulang-ulang dengan menggunakan kertas saring Whatman No.42. Penyaringan menggunakan kertas saring nitrat selulosa dilakukan sebelum penambahan zat pereaksi lain yang bertujuan untuk menghilangkan kekeruhan yang mungkin disebabkan adanya zat terlarut lain yang terdapat dalam sampel.

Salah satu bentuk fase silika yang larut dalam air adalah silikat (SiO_3^{2-}). Silikat ini dapat membentuk endapan kuning perak silikat, yang larut dalam

asam-asam encer dan amonia^[4]. Hal ini dapat mengganggu proses terbentuknya endapan AgI. Pencucian dengan menggunakan larutan amonia berfungsi untuk menghilangkan endapan perak silikat yang mungkin terbentuk. Sedangkan silika yang terdapat dalam larutan sampel dapat dihilangkan dengan menambahkan larutan HF membentuk asam hidroflosilikat [$\text{H}_2(\text{SiF}_6)$].

Proses pembentukan endapan AgI

Pengendapan AgI dilakukan dengan tahapan reaksi redoks. Reaksi redoks dilakukan agar dihasilkan endapan AgI yang lebih murni dan bebas dari zat pengotor lainnya. Proses oksidasi dilakukan dengan menggunakan KMnO_4 dalam suasana basa sehingga terbentuk mangan dioksida. Pada saat yang bersamaan iodida (I^-) yang terdapat dalam sampel diubah menjadi iodat (IO_3^-) dan sulfat (SO_4^{2-})^[4]. Reaksi yang terjadi adalah sebagai berikut :



Reaksi ini dilakukan dalam suasana basa dengan penambahan beberapa tetes NaOH karena permanganat mengoksidasi lebih kuat dalam suasana basa.

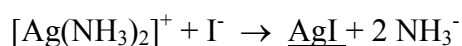
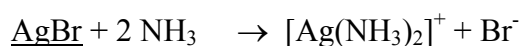
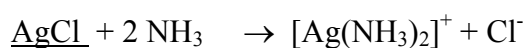
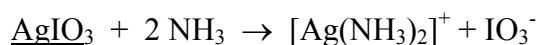
Pembentukan endapan AgI dibantu dengan penambahan kalium iodat (KIO_3) sebagai sumber iodida yang akan membentuk endapan AgI untuk memperbanyak jumlah endapan AgI yang diperoleh sehingga dapat ditentukan bobotnya. Selanjutnya sampel direduksi dengan penambahan Na_2SO_3 setelah terlebih dahulu ditambahkan campuran

HF dan HNO_3 dalam perbandingan volume yang sama sebagai pembawa suasana asam. Asam fluorida ditambahkan untuk menghilangkan silika yang mungkin masih tersisa dalam sampel. Kemudian dilakukan kembali penyaringan larutan dengan menggunakan kertas saring asetat selulosa yang bertujuan untuk menghilangkan keberadaan silika yang mungkin masih terdapat dalam larutan sampel.

Penambahan AgNO_3 dilakukan segera setelah proses penyaringan.

Endapan yang terbentuk, didiamkan selama 1-2 jam untuk menyempurnakan proses pengendapan. Karena endapan yang terbentuk bersifat fotosensitif (dapat terdegradasi oleh adanya cahaya), maka sebaiknya penyaringan dan proses selanjutnya dilakukan di ruang gelap/tertutup.

Pada saat penambahan AgNO_3 kemungkinan terbentuk pula endapan AgCl dan AgBr , oleh karena itu dilakukan pencucian endapan dengan menggunakan larutan Amonia 10%. Dengan adanya larutan amonia maka endapan AgCl dan AgBr membentuk $[\text{Ag}(\text{NH}_3)_2]^+$ sebagai senyawa kompleks. Selain itu ada pula kemungkinan terbentuknya endapan perak iodat yang berwarna putih seperti dadih, dan memiliki sifat mudah larut dalam larutan amonia encer. Reaksinya adalah sebagai berikut :



Agar endapan AgI yang diperoleh lebih murni maka endapan ditambahkan KMnO_4 kembali dan dilanjutkan dengan

penambahan Na_2SO_3 . Endapan kemudian dikeringkan dalam oven bersuhu 60°C selama 20 menit kemudian pada suhu ruangan selama 20 menit pula. Endapan yang telah kering ditimbang bobotnya. Akan tetapi bobot yang masuk kedalam perhitungan adalah bobot yang telah dibagi dengan jumlah bobot KIO_3 yang ditambahkan dan perkiraan jumlah bobot I di alam yang telah terdapat secara alami.

Pencacahan aktivitas ^{125}I dengan pencacah sintilasi cair

Endapan AgI yang mengandung zat perunut ^{125}I ditentukan nilai aktivitasnya dengan menggunakan alat pencacah sintilasi cair (LSC). Oleh karena standar *iodine* tidak dijual secara komersial, maka pada pencacahan ^{125}I mengacu pada standar tertinggi dari alat pencacah sintilasi cair Packard yaitu standar karbon-14, sehingga efisiensi alat dianggap 1.

Penentuan aktivitas ^{125}I dalam endapan AgI yang diperoleh dilakukan dengan cara melarutkan endapan AgI ke dalam vial gelas dan ditambahkan beberapa tetes HNO_3 dan tiourea ($\text{CS}(\text{NH}_2)_2$) dan larutan sintilator. Penambahan asam dan tio urea bertujuan untuk membantu proses melarutnya endapan AgI dalam larutan sintilator. Kemudian vial gelas yang berisi sampel

diletakkan dalam bak ultrasonik selama 1 jam agar larutan menjadi homogen. Selanjutnya sampel dicacah menggunakan pencacah sintilasi cair. Hasil pencacahan dengan pencacahan

sintilasi cair dinyatakan dalam satuan cpm (cacahan per menit).

Hasil pencacahan sampel terdapat dalam Tabel 1 di bawah ini :

Tabel 1. Hasil pengendapan sampel air panas bumi Dieng Sumur HCE-7C.

No.	Tanggal sampling	Tanggal pencacahan	W AgI (gram)	cpm
1	20-08-2007	04-10-2007	0,10	11,83
2	27-08-2007	27-02-2008	0,17	11,02
3	24-10-2007	27-02-2008	0,13	8,81
4	30-11-2007	27-02-2008	0,15	6,66
5	27-12-2007	27-02-2008	0,19	6,58

Sebelum pencacahan aktivitas ^{125}I dalam sampel dilakukan pencacahan latar belakang dari sumur yang dipantau dengan perlakuan yang sama dengan sampel. Hal ini dilakukan untuk mengetahui nilai cacahan bersih dari sampel. Nilai pencacahan kemudian diubah dalam satuan Curie atau Bequerel sehingga dapat diketahui nilai aktivitas ^{125}I dalam sampel. Dari hasil perhitungan aktivitas dapat diketahui pula aktivitas

awal saat zat perunut diinjeksikan ke dalam sumur injeksi. Sampel pada pengambilan (sampling) tanggal 30-11-2007 dan 27-12-2007 memiliki nilai cacahan bersih negatif (*net count*), karena nilai cacahan sampel lebih rendah dari nilai cacahan latar belakang (*background*). Nilai cacahan latar belakang untuk sumur HCE-7C adalah 8,48 cpm.

Tabel 2. Hasil perhitungan aktivitas sampel air panas bumi Dieng Sumur HCE-7C.

No.	Tanggal sampling	Aktivitas awal (Ci/L)	Aktivitas akhir (Ci/L)
1	20-08-2007	$5,15 \times 10^{-12}$	$3,06 \times 10^{-12}$
2	27-08-2007	$1,15 \times 10^{-11}$	$1,37 \times 10^{-12}$
3	24-10-2007	$9,45 \times 10^{-13}$	$2,34 \times 10^{-13}$
4	30-11-2007	-	-
5	27-12-2007	-	-

IV. KESIMPULAN

Berdasarkan penelitian yang dilakukan maka dapat disimpulkan sebagai berikut :

1. Pengukuran aktivitas perunut ^{125}I tidak dapat ditentukan secara langsung dalam air sistem panas bumi tanpa metode pembentukan endapan AgI.
2. Metode pembentukan endapan AgI dapat dipakai untuk penetapan konsentrasi aktivitas perunut ^{125}I dalam sistem panasbumi.

DAFTAR PUSTAKA

1. MCABE, W.J. Artificial Tracer in Geothermal Hydrology, Department of Scientific and Industrial Research, Lower Hutt, New Zealand.
2. GASPAR, E., 1987 Modern Trends in Tracers Hydrology, Vol. 1, CRC Press. Inc.145.
3. BARRY, B.J., ^{125}I and ^{131}I Techniques in Geothermal Fields. Isotopes Applications Section Group, Institute of Geological and Nuclear Sciences Ltd. P.O. Box 31312, Lowe Hutt, New Zealand.
4. VOGEL, Analisis Anorganik Kualitatif Makro dan Semimikro, Direvisi oleh G. Svehla, Edisi kelima, PT Kalman Media Pusaka, Jakarta.

KADAR PROTEIN *Klebsiella pneumonia* K5 HASIL IRADIASI GAMMA

Nuniek Lelanangingtyas, Dinardi, Yuanita Windusari^{*)}

Pusat Aplikasi Teknologi Isotop dan Radiasi – BATAN

^{*)} Jurusan Biologi – Universitas Sriwijaya

E-mail : irawans@batan.go.id

ABSTRAK

KADAR PROTEIN *Klebsiella pneumonia* K5 HASIL IRADIASI GAMMA. Tujuan dari percobaan ini adalah untuk mengetahui pengaruh radiasi gamma terhadap kadar protein sel bakteri *Klebsiella pneumonia* K5. Tahapan percobaan adalah penentuan kurva standar protein, iradiasi kultur bakteri dengan dosis 0, 100, 200, 400, 600, 800, 1000 dan 1500 Gy (laju dosis 1089,59 Gy/jam) dan pengukuran kandungan protein. Kadar protein sel bakteri diukur dengan metode Lowry. Hasil percobaan menunjukkan bahwa persamaan standar protein yang diperoleh adalah $y = 0,195 \cdot x + 0,0508$ (x : kadar protein dan y : nilai absorbansi) dan iradiasi dengan dosis berbeda menyebabkan terjadinya perubahan konsentrasi protein sel bakteri yang tidak menentu dan adanya pengaruh dosis radiasi yang signifikan terhadap kadar protein. Perubahan yang paling tinggi terjadi pada kadar protein intraselular untuk semua dosis iradiasi, kecuali pada dosis 400 Gy.

Kata kunci : *Klebsiella pneumonia* K5, iradiasi gamma, Lowry dan protein.

ABSTRACT

THE PROTEIN CONCENTRATION OF KP K5 GAMMA IRRADIATED. The experiment has been conducted to determine the effect of gamma irradiation on the protein concentration of *Klebsiella pneumonia* K5. The experiments were done determining the standard curve of protein, irradiating cell culture with doses 0, 100, 200, 400, 600, 800, 1000 and 1500 Gy (dose rate was 1089.59 Gy/hours), and determining the protein. The protein concentration in cell was determined by Lowry method. The results showed that the formula of protein standard was $y = 0.195 \cdot x + 0.0508$ (x : protein concentration and y : absorbance) and the different doses of irradiation to cell culture altered the protein concentration randomly and this effect of doses was significantly to the protein concentration. The highest change was occurred on the intracellular protein for all doses, except for 400 Gy.

Key words : *Klebsiella pneumonia* K5, gamma irradiated, Lowry and protein.

I. PENDAHULUAN

Klebsiella pneumonia merupakan salah satu bakteri coliform yang dapat menyebabkan penyakit mastitis pada sapi. Bakteri coliform banyak menginfeksi ambing sapi karena banyak terkandung di dalam feses. Bakteri yang berasal dari feses dapat masuk ke ambing melalui

lubang atau kanal puting saat pemerahan atau ketika sapi duduk di lantai kandang^[1].

Permasalahan mastitis dapat diatasi menggunakan berbagai macam antibiotik. Cara pengobatan tersebut dapat menimbulkan resistensi pada mikroorganisme dan adanya residu pada

susu, sehingga perlu mencari alternatif lain untuk mencegah penyakit ini. Salah satunya adalah dengan pemberian vaksin^[2]. Vaksin merupakan suatu suspensi mikroorganisme yang telah dimodifikasi dengan cara dimatikan atau dilemahkan sehingga tidak akan menimbulkan penyakit dan dapat merangsang pembentukan kekebalan/antibodi bila diinfeksi. Pembuatan vaksin dapat dilakukan dengan cara konvensional, baik secara kimia maupun pemanasan. Alternatif lain menggunakan iradiasi sinar gamma untuk menginaktivasi sel bakteri. Metode inaktivasi dengan sinar gamma memiliki efektivitas dalam peningkatan respon imun dibandingkan dengan teknik konvensional^[3].

Percobaan sebelumnya menunjukkan bahwa bakteri dari jenis coliform seperti *Escherichia coli* dapat diinaktivasi dengan iradiasi gamma pada kisaran dosis 800 – 1.000 Gy. Kerusakan antigen protein akibat iradiasi tidak menunjukkan kerusakan yang signifikan, tetapi mengalami perubahan konsentrasi^[4]. Inaktivasi dengan iradiasi kemungkinan dapat menyebabkan perubahan baik kadar dan jenis antigen protein. Perubahan tersebut karena adanya efek langsung dan tidak langsung dari radiasi^[5].

Berdasarkan hal di atas, maka tujuan dari percobaan ini adalah untuk mengetahui perubahan kadar protein sel *Klebsiella pneumoniae* K5 akibat dari radiasi gamma. Analisis kadar protein dilakukan dengan metode Lowry, di mana kadar protein diketahui berdasarkan nilai absorbansi yang diperoleh.

II. TATA KERJA

Iradiasi *K. pneumoniae* dengan Sinar Gamma

Kultur *K. pneumoniae* pada fase mid log atau 3 jam setelah inkubasi, disentrifugasi 10.000 rpm dan kemudian dibilas dengan larutan NaCl 0,85% 40 ml sebanyak 2 kali. Pelet yang diperoleh diencerkan hingga diperoleh jumlah sel 10^8 sel/ml dan ditempatkan di dalam vial gelas sebanyak 10 ml. Selanjutnya diiradiasi gamma dengan dosis 0, 100, 200, 400, 600, 800, 1.000 dan 1.500 Gy di Iradiator *Gamma Chamber* 4.000 A dengan laju dosis 1089,59 Gy/jam di Fasilitas Iradiasi PATIR - BATAN. Kultur hasil iradiasi selanjutnya diukur kadar proteinnya dengan metode Lowry^[1].

Pembuatan Kurva Standar

Standar BSA 2 mg/ml, diencerkan hingga diperoleh konsentrasi tertentu (0,2; 0,4; 0,8; 1,2; dan 2 mg/ml). Masing-masing sampel sebanyak 1 ml

ditambahkan 5 ml larutan Lowry I dan dibiarkan selama 10 menit. Kemudian ditambahkan 0,5 ml larutan Lowry II dan dibiarkan selama 30 menit. Larutan standar dibaca dengan spektrofotometer pada $\lambda_{750\text{nm}}$. Standar dibuat kurva regresi dengan x: konsentrasi dan y: absorbansi. Hasil pengukuran dimasukkan ke dalam persamaan garis untuk diperoleh kurva standar protein dengan bantuan program Microsoft Excel ^[6].

Pengukuran Protein Sel *K. pneumoniae* dengan Metode Lowry

Kultur hasil iradiasi diukur kadar protein ekstraselular dan intraselular. Sampel untuk mengetahui kadar protein ekstraselular langsung digunakan sampel kultur hasil iradiasi, sedangkan untuk protein intraselular dipecah terlebih dahulu dengan melarutkan kultur hasil iradiasi sebanyak 0,5 ml ke dalam aseton (1 : 1) dan disonikasi selama 10 menit. Selanjutnya sebanyak 0,5 ml sampel ditambahkan 2,5 ml larutan Lowry I dan dibiarkan selama 10 menit. Kemudian ditambahkan 0,25 ml larutan Lowry II dan dibiarkan selama 30 menit. Dibaca dengan spektrofotometer pada panjang gelombang 700 nm.

Analisis Data

Kadar protein yang diperoleh dibuat kurvanya dengan bantuan program

Excel dan analisis statistik kadar protein untuk setiap dosis dianalisis dengan uji ANOVA menggunakan program SPSS 11.5.

II. HASIL DAN PEMBAHASAN

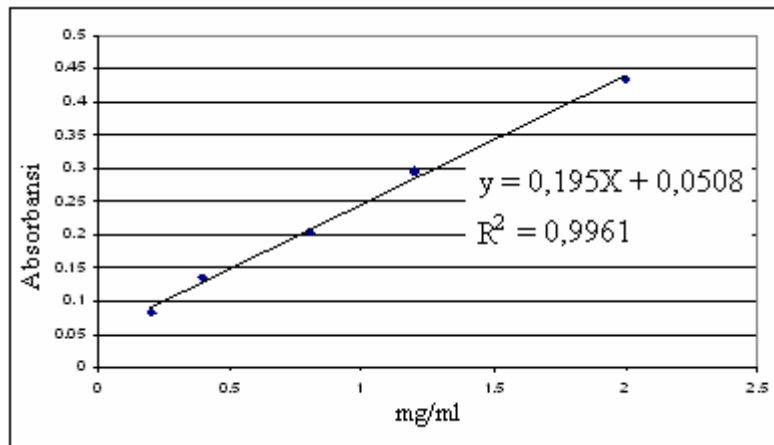
Kurva standar

Hasil pengukuran standar menunjukkan bahwa semakin tinggi kadar protein maka semakin tinggi pula nilai absorbansinya (Gambar 1). Persamaan garis yang diperoleh adalah $y = 0,195 \cdot x + 0,0508$ (x : kadar protein dan y : nilai absorbansi). Nilai koefisien regresi adalah 0,9961 dan nilai tersebut menunjukkan adanya hubungan linieritas yang tinggi antara nilai kadar protein dan absorbansi karena mendekati 1. Adapun nilai koefisien yang diterima untuk penelitian biologi atau kimia adalah di atas 0,95.

Persamaan garis yang diperoleh digunakan untuk menentukan kadar protein sampel. Nilai absorbansi sampel adalah 1, maka kadar proteinnya adalah 4,87 mg/ml. Kadar protein akan mengalami peningkatan apabila ada faktor pengenceran. Nilai absorbansi yang diperoleh haruslah dalam kisaran nilai absorbansi standar, sehingga data yang diperoleh lebih akurat. Kurva standar sebaiknya selalu dibuat saat

pengukuran sampel. Selain itu kurva standar antar spektrofotometer dengan

merk berbeda akan menghasilkan persamaan garis yang berbeda pula.

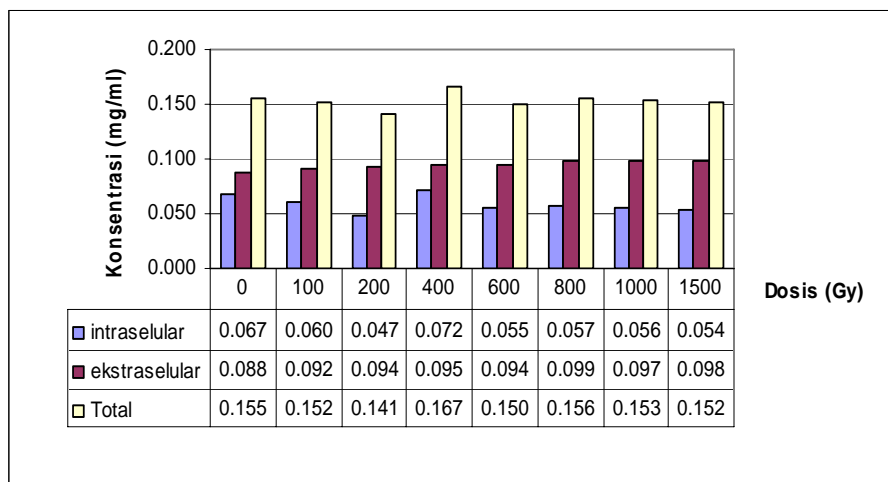


Gambar 1. Kurva standar protein.

Konsentrasi Protein Sel *Klebsiella pneumoniae* Hasil Iradiasi Gamma

Iradiasi dengan dosis berbeda pada kultur bakteri menyebabkan adanya perubahan konsentrasi protein sel bakteri *K. pneumoniae* yang tidak menentu atau acak (Gambar 2). Secara statistik,

konsentrasi protein intraselular, ekstraselular dan total hasil iradiasi menunjukkan adanya pengaruh yang signifikan ($\text{Sign } F \leq \alpha = 0,05$). Hal ini menunjukkan bahwa adanya perubahan kadar protein pada sel *K. pneumoniae*.



Gambar 2. Konsentrasi Protein *K. pneumoniae* Hasil Iradiasi

Perubahan yang paling tinggi terjadi pada kadar protein intraselular untuk semua dosis iradiasi, kecuali pada dosis 400 Gy. Pengurangan dan penambahan konsentrasi protein dapat disebabkan oleh perubahan dan gangguan pada protein tersebut, baik aktivitas maupun strukturnya^[8].

IV. KESIMPULAN

Dari penelitian yang dilakukan, dapat disimpulkan bahwa iradiasi dengan dosis berbeda pada kultur bakteri menunjukkan adanya perubahan konsentrasi protein sel bakteri *K. pneumoniae* yang tidak menentu atau acak dan adanya pengaruh yang signifikan dosis radiasi terhadap kadar protein.

SARAN

Perlu dilakukan analisis lebih lanjut untuk mengetahui pengaruh radiasi tersebut terhadap jenis protein dengan menggunakan metode elektroforesis.

DAFTAR PUSTAKA

1. SUGORO, I. 2004. Pengontrolan Penyakit Mastitis dan Manajemen Pemerahan Susu. *Artikel PATIR BATAN*. 2: 20 – 22.
2. TUASIKAL, B. J., SUGORO, I., TJIPTOSUMIRAT, T., DAN LINA, M., 2003. Pengaruh Iradiasi Sinar Gamma pada Pertumbuhan *Streptococcus agalactiae* sebagai Bahan Vaksin Penyakit Mastitis pada Sapi Perah. *Jurnal sains dan Teknologi Nuklir Indonesia*. P3TIR-BATAN Jakarta 4: 137-149.
3. TETRIANA, D DAN SUGORO, I., 2007. Aplikasi Tehnik Nuklir dalam Bidang Vaksin. *Buletin ALARA*. Jakarta. 2: 1 – 8.
4. IKMALIA, DINARDI, LELANANINGTYAS, N., HERMANTO, S., DAN SUGORO, I., 2008. Profil Protein *Escherichia coli* Hasil Inaktivasi Iradiasi Gamma sebagai Bahan Vaksin Mastitis. *Skripsi Sarjana Sains Program Studi Biologi*. Fakultas Sains dan Teknologi Universitas Islam Negeri Syarif Hidayatullah. Jakarta. 60 hlm.
5. HALL, E. J., 1994. *Radiobiology for The Radiobiologist*. Lippincott Williams and Walkin, Philadelphia.
6. ALEXANDER, R., AND GRIFFITHS, J.M., 1993. *Basic Biochemical Methods*. Second Edition. Wiley - Liss A John Wiley and Sons, Inc. New York. x + 345 hlm.
7. DARUSSALAM, M. 1996. *Radiasi dan Radioisotop : Prinsip Penggunaannya dalam Biologi, Kedokteran dan Pertanian*. Tarsito. Bandung. v + 116 hlm.
8. WAHYUDI, P., SUWAHYONO, HARSOYO. A. MUMPUNI DAN D. WAHYUNINGSIH. 2005. Pengaruh Pemaparan Sinar Gamma Isotop Cobalt-60 Dosis 0,25-1 kGy terhadap Daya Antagonistik *Trichoderma harzianum* pada *Fusarium Oxysporium*. Pusat Aplikasi Isotop dan Radiasi-BATAN,- Jakarta dan Fakultas Biologi-UNSOED, Purwokerto. 10: 143-151.

PENENTUAN *MID LOG Yersinia enterocolitica* Y5 dan *Klebsiella pneumonia* K3 UNTUK OPTIMASI PEMBUATAN VAKSIN IRADIASI

Dinardi, Nuniek Lelaningtyas dan Sandra Hermanto^{*)}

Pusat Aplikasi Teknologi Isotop dan Radiasi – BATAN

^{*)} Prodi Biologi UIN Syarif Hidayatullah Jakarta

ABSTRAK

PENENTUAN *MID LOG Yersinia enterocolitica* Y5 dan *Klebsiella pneumonia* K3 UNTUK OPTIMASI PEMBUATAN VAKSIN IRADIASI. Percobaan ini bertujuan untuk menentukan fase *mid log* isolat bakteri *Yersinia enterocolitica* Y5 dan *Klebsiella pneumonia* K3. Fase *mid log* diperlukan untuk tujuan menentukan waktu kultur untuk diiradiasi. Tahapan percobaan yang dilakukan adalah pembuatan kurva tumbuh untuk penentuan fase *mid log* dan pembuatan standar untuk penentuan jumlah sel. Sel bakteri ditumbuhkan dalam medium TSB pada suhu 39°C dan agitasi 120 rpm dan sampel diambil pada menit ke 0, 30, 60, 90, 150, 210, 270 dan 330 setelah inkubasi. Hasil percobaan menunjukkan bahwa fase *mid log* terjadi pada menit ke – 180 untuk *Y. enterocolitica* Y5 dan menit ke – 150 untuk *K. pneumonia* K3.

Kata kunci : *Yersinia enterocolitica* Y5, *Klebsiella pneumonia* K5, fase *mid log*, dan iradiasi.

ABSTRACT

DETERMINE OF MID LOG PHASE OF *Yersinia enterocolitica* Y5 and *Klebsiella pneumonia* K3 FOR OPTIMIZATION OF IRRADIATED VACCINE. The experiment has been conducted to determine the mid log phase of Coliform *Yersinia enterocolitica* Y5 and *Klebsiella pneumonia* K3. The mid log faze is needed to determine the time of cells culture before irradiated. The experiment was done to determine growth curve for getting the mid log phase and determine of curve standard to know the number of cells. The cells culture was growth in TSB medium at 39°C and agitation at 120 rpm and the sample was taken at 0, 30, 60, 90, 150, 210, 270 and 330 minutes after incubation. The result showed that the mid log phase was occured at 180 minutes for *Y. enterocolitica* Y3 and 150 minutes for *K. pneumonia* K5.

Keys words : *Yersinia enterocolitica* Y5, *Klebsiella pneumonia* K5, *mid log* phase, and irradiated.

I. PENDAHULUAN

Penyakit mastitis atau radang kelenjar susu sapi perah secara langsung memberikan dampak penurunan pada produksi susu. Penyakit ini dapat berlangsung secara akut dan sub akut, ditandai dengan perubahan fisik pada susunan air susu dan perubahan patologinya^[1]. Di bidang peternakan sapi perah, mastitis masih merupakan masalah

paling penting yang merugikan secara ekonomi. Perkiraan penurunan terjadi dari sekitar 11,9 liter/hari menjadi 9,9 liter/hari, tidak hanya berupa penurunan kualitas susu tetapi juga berupa keperluan pemberian obat-obatan dan perawatan^[2].

Mastitis dipengaruhi oleh tiga faktor, yaitu kondisi ternak itu sendiri, mikroorganisme penyebab mastitis, dan

faktor lingkungan. Penyebab utama mastitis adalah infeksi bakteri koliform, diantaranya *Enterococcus aureus*, *E. faecium*, *E. faecalis*, *Escherichia coli*, *Klebsiella pneumoniae*, dan *Yersinia enterocolitica*. Bakteri ini dapat menginfeksi kelenjar susu akibat adanya kontak antara kelenjar susu dengan feses, dimana feses merupakan sumber bakteri koliform^[3].

Penyakit mastitis dapat diatasi dengan terapi antibiotik, namun pemanfaatan antibiotik menyebabkan mikroorganisme cenderung bersifat resisten. Sifat resisten ini ditentukan oleh gen resisten yang terbawa oleh plasmid, antibiotik tidak mencapai jaringan yang terinfeksi dan adanya residu pada susu. Alternatif lain untuk mencegah penyakit mastitis adalah pemberian vaksin. Pembuatan vaksin dapat dilakukan dengan cara kimia, pemanasan, dan radiasi. Dalam percobaan ini akan digunakan metode radiasi dengan sinar gamma untuk menginaktivasi sel. Keuntungan menggunakan radiasi dalam pembuatan vaksin, yaitu memiliki efektivitas yang lebih tinggi dalam merespon imun dibandingkan dengan teknik lainnya, durasi imunitas lebih panjang, biaya lebih murah, dan lebih cepat menimbulkan respon imun^[4].

Isolat yang digunakan sebagai sampel yaitu *Yersinia enterocolitica* Y5 dan *Klebsiella pneumoniae* K3, yang merupakan hasil isolasi dari susu yang terinfeksi mastitis yang berasal dari daerah Garut, Jawa Barat. *Y. enterocolitica* dapat mengkontaminasi sekitar 80% susu dan merupakan pencemar kedua setelah *Klebsiella pneumoniae*. Bahan vaksin saat akan diiradiasi haruslah dalam kondisi aktif metabolismenya dan memiliki dinding sel yang tipis. Pada bakteri kondisi tersebut terjadi pada fase *mid log*, yaitu fase pertengahan dari eksponensial. Tujuan dari percobaan ini adalah untuk menentukan fase *mid log* pertumbuhan dalam rangka optimasi pembuatan vaksin.

II. TATA KERJA

Bahan

Isolat *Yersinia enterocolitica* Y5 dan *Klebsiella pneumoniae* K3 hasil isolasi dari susu sapi perah yang terinfeksi penyakit mastitis, merupakan kultur koleksi Laboratorium kesehatan hewan PATIR, BATAN. Bahan-bahan yang digunakan dalam penelitian ini media TSB (*Tryptose Soy Broth*), media TSA (*Tryptose Soy Agar*) Pronadisa.

Pembuatan Kurva Tumbuh Untuk Menentukan Fase *Mid log*

Kultur yang berumur 1 hari pada agar miring TSA diinokulasi sebanyak 3 fase ke dalam 30 ml medium TSB lalu diinkubasi pada suhu 37°C dengan agitasi 120 rpm selama 24 jam, dijadikan sebagai kultur inokulum. Sampel diukur dengan spektrofotometer pada λ_{660} nm, kemudian sebanyak 10% v/v (10^{12} sel/ml atau nilai absorbansinya = 1) dimasukkan ke dalam 30 ml medium TSB untuk pembuatan kurva tumbuh. Nilai absorbansi kultur diukur pada menit ke-0, 30, 60, 120, 180, 240 dan 330 pasca onokulasi. Hasil yang diperoleh dibuat kurva tumbuh dengan x: waktu dan y: absorbansi, untuk menentukan fase *mid log*.

Penentuan fase *mid log* berdasarkan kecepatan perubahan nilai absorbansi tertinggi [5]. Penggunaan rumus :

$$V = \frac{A_{tb} - A_{ta}}{tb - ta} \dots\dots\dots (1)$$

V = Kecepatan perubahan nilai absorbansi

A_{tb} = Absorbansi pada menit ke – b

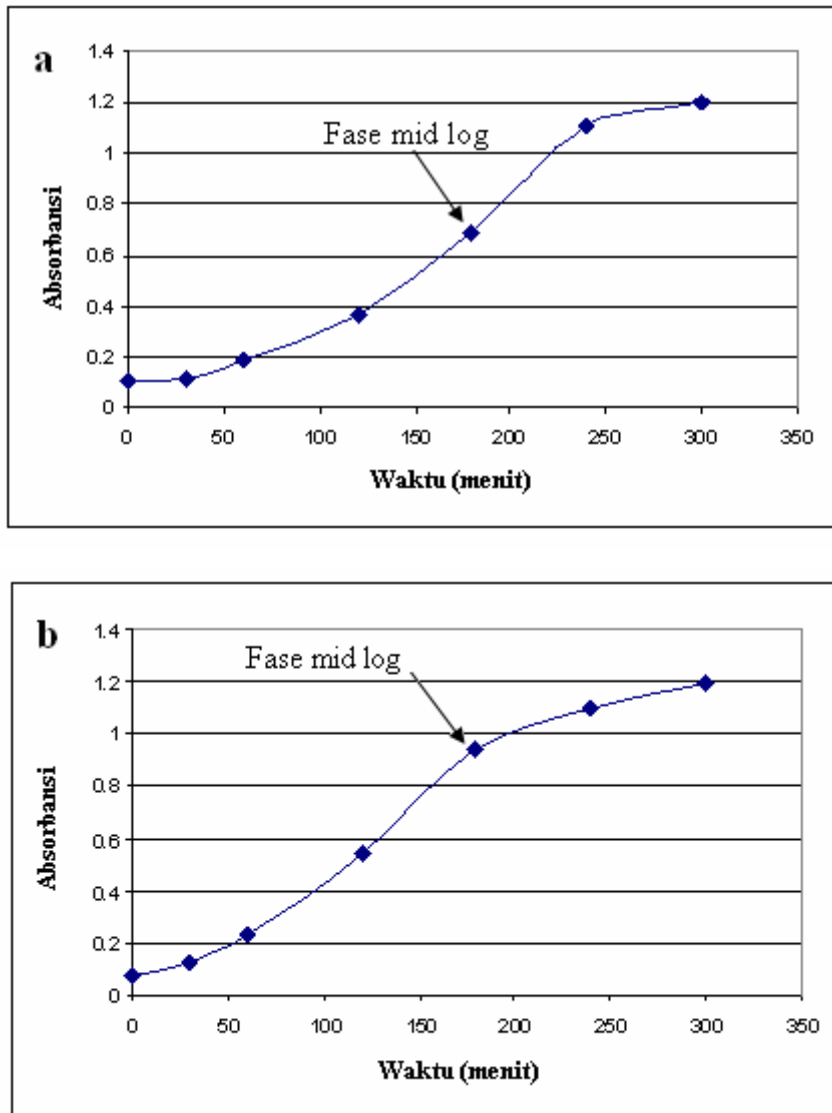
A_{ta} = Absorbansi pada menit ke – a

tb = Waktu ke – b

ta = Waktu ke – a

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Pada Penentuan fase *mid log*, Isolat bakteri *Y. enterocolitica* Y5 dan *K. pneumonia* K3 yang ditumbuhkan dalam media TSB menunjukkan kurva tumbuh yang hanya terdapat dua fase pertumbuhan, yaitu fase logaritmik dan fase stasioner (Gambar 1a dan b). Fase logaritmik terjadi hingga menit ke-180, dan setelah itu memasuki fase stasioner. Pertumbuhan bakteri ini dapat dilihat dari perubahan nilai absorbansi yang didapat setelah dilakukan pengukuran pada menit yang berbeda. Kurva pertumbuhan bakteri terdiri dari suatu periode awal yang tampak tanpa pertumbuhan (fase kelambatan atau fase adaptasi), diikuti oleh suatu periode pertumbuhan yang cepat (fase log), kemudian mendatar (fase stasioner) dan akhirnya diikuti oleh suatu penurunan populasi sel hidup (fase kematian) [5].



Gambar 1. Kurva pertumbuhan *Yersinia enterocolitica* Y5 (a) dan *Klebsiella pneumonia* K3 (b)

Tabel 1. Kecepatan perubahan nilai absorbansi.

Waktu (menit)	Perubahan absorbansi per menit	
	<i>Y.enterocolitica</i> Y5	<i>K.pneumonia</i> K3
0	0	0
30	0.0004	0.0017
60	0.0025	0.0034
120	0.0030	0.0052
180	0.0053	0.0066
240	0.0050	0.0026
300	0.0016	0.0017

Kurva pertumbuhan ini digunakan untuk menentukan fase *mid log*. Fase *mid log* merupakan suatu fase pertumbuhan yang kecepatan pembelahannya tertinggi. Fase ini diperlukan karena pada fase inilah nantinya akan dilakukan iradiasi terhadap sel bakteri. Fase ini terjadi pada menit ke-180 untuk *Y. enterocolitica* Y5 dan *K.pneumonia* K3, dengan kecepatan pertumbuhan berdasarkan nilai absorbansi adalah 0,0053/menit dan 0,0066/menit (Tabel 1). Fase *mid log* digunakan karena sel-sel bakteri dalam kondisi aktif melakukan metabolisme. Selain itu, pada fase tersebut terjadi pembelahan yang cepat sehingga dinding selnya tipis dan efek radiasi dapat terjadi secara maksimal^[4].

IV. KESIMPULAN

Dari penelitian yang telah dilakukan diperoleh fase *mid log* pertumbuhan pembuatan vaksin terjadi pada menit ke-180 untuk *Yersinia enterocolitica* Y5 dan *Klebsiella pneumonia* K3.

DAFTAR PUSTAKA

1. SUBBRONTO, 1989, Ilmu penyakit ternak I. UGM Press. Yogyakarta.
2. ESTUNINGSIH, S., 2002, Patogenitas Mastitis Subklinis Akibat Infeksi *Streptococcus Agalactiae*

Hemaglutinin Positif Pada Mencit. *Disertasi*. FKPH. IPB. Bogor.

3. SUGORO, I., 2004, Pengontrolan Penyakit Mastitis dan Manajemen Pemerahan Susu. *Artikel*. PATIR BATAN. Jakarta.
4. TETRIANA, D., DAN SUGORO, I., 2007, Aplikasi Tehnik Nuklir dalam Bidang Vaksin. *Buletin ALARA*. Badan Tenaga Nuklir Nasional Jakarta.
5. PELCHZAR, M. J., 2005, *Dasar-Dasar Mikrobiologi 2*. UI press. Jakarta.

TOKSISITAS DEKONTAMINAN PRUSSIAN BLUE PADA KERA EKOR PANJANG (*Macaca fascicularis*)

Tur Rahardjo

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi -BATAN

ABSTRAK

TOKSISITAS DEKONTAMINAN PRUSSIAN BLUE PADA KERA EKOR PANJANG.

Dekontaminan prussian blue (PB) adalah senyawa kompleks antara besi dengan sianida yang pada kadar tertentu dalam tubuh dapat menimbulkan efek keracunan. Akibat keracunan akan menyebabkan anemia, penyakit hati, kerusakan ginjal, kanker dan gangguan sistem hemopoetik. Telah dilakukan pengukuran toksisitas dekontaminan Prussian Blue pada berbagai variasi kadar dalam mengeliminasi radionuklida ^{137}Cs dari dalam tubuh kera ekor panjang. Tujuan penelitian ini untuk mengetahui konsentrasi dekontaminan yang paling optimum dalam menekan kandungan radionuklida dalam tubuh kera ekor panjang tanpa efek toksik dengan cara pengamatan kimia klinik. Sebanyak 12 ekor kera dibagi dalam 4 kelompok perlakuan yaitu pemberian PB dengan dosis total 3600, 4050, 4500 mg/ekor dan tanpa pemberian PB sebagai kontrol. Pengamatan uji laboratorium klinik (biokimia darah) untuk memantau kondisi pencernaan (gula darah, protein total), fungsi hati (SGOT, SGPT, dan gamma GT), dan fungsi ginjal meliputi ureum dan kreatinin yang dilakukan pada hari-hari ke-1, 2, 3, 7, 14, 21, 28, dan 35 pasca pemberian dekontaminan PB. Hasil pengamatan menunjukkan bahwa pemberian dekontaminan PB mempengaruhi fungsi ginjal dan hati sampai hari ke-35 pasca pemberian dekontaminan PB sedangkan kadar gula darah dan protein total tidak mengalami perubahan. Dosis PB hingga 4500 mg/ekor tidak bersifat toksik pada hewan percobaan, tetapi mempengaruhi fungsi hati dan ginjal yang sifatnya sementara.

Kata kunci : toksisitas, ^{137}Cs , Prussian Blue, kera ekor panjang.

ABSTRACT

THE TOXICITY OF PRUSSIAN BLUE DECONTAMINANT IN THE BODY OF TAIL MONKEY (*Macaca fascicularis*).

Prussian Blue (PB) decontaminant is a complex compound that is composed of iron and cyanide of which at certain dose in the body it will result in toxic effects. This toxicity will lead to anemia, liver disease, kidney damage, cancer and effects on haemopoietic system. Toxicity of PB at various doses in eliminating ^{137}Cs radionuclide from the body of long tail monkey have been observed. Aim of this research is to know the optimal concentration of PB in suppressing the content or radionuclide in the body of long tail monkey without any toxic affect. Twelve monkeys were divided into 4 groups of treatment; each was given with PB at the total doses at 3600, 4050, 4500 mg/monkey. Clinical laboratory assay was observed in blood biochemical for monitoring gastrointestinal condition (blood sugar, total protein), lever function (SGOT, SGPT, and gamma GT), and kidney function (ureum and creatinin) that was done at days of 1, 2, 3, 7, 14, 21, 28, and 35 post decontamination with PB. The results of observation showed that the treatment of PB influenced the function of kidney and liver up to day of 35 post decontamination, whereas there is no effect in blood concentration and total protein. Dose of PB up to 4500 mg/monkey was approved to be non-toxic in experimental animal but it influenced the liver and kidney function temporarily.

Keywords : toxicity, ^{137}Cs , Prussian Blue, long tail monkey.

I. PENDAHULUAN

Radionuklida ^{137}Cs merupakan salah satu radionuklida hasil fisi bahan bakar reaktor nuklir yang dapat mencemari lingkungan apabila terjadi kecelakaan. ^{137}Cs mempunyai sifat mendekati kalium yaitu mudah diserap oleh tumbuh-tumbuhan dan hewan, kemudian masuk ke dalam rantai makanan terrestrial, ^{137}Cs mempunyai waktu paro fisik 30,5 tahun dan biologi 14 – 140 hari tergantung spesies yang terkontaminasi^[1]. Apabila terjadi kebocoran reaktor atau kedaruratan nuklir, radionuklida ^{137}Cs dapat masuk melalui saluran pernafasan, saluran cerna (menelan atau tertelan) melalui makanan yang terkontaminasi radionuklida atau melalui kulit yang terluka dan akhirnya mengendap di dalam tubuh^[2].

Kontaminasi pada manusia dapat terjadi secara eksternal maupun internal sehingga bahaya dan efek yang ditimbulkan beraneka ragam. Kontaminasi interna dapat terjadi secara akut maupun kronis, langsung maupun tidak langsung yaitu melalui beberapa perantara dengan jalur masuk (*pathway*) antara lain (1) masuk tubuh melalui jalan masuk, (2) penyerapan ke dalam darah atau cairan getah bening, (3) distribusi ke seluruh tubuh, terakumulasi pada organ

asaran, dan (4) pengeluaran melalui urin, feses, atau keringat.

Radionuklida ^{137}Cs yang masuk ke dalam tubuh dapat dieliminasi secara alamiah atau mengendap dalam tubuh selama waktu tertentu pada berbagai organ atau jaringan dan radioaktif tersebut selanjutnya akan meninggalkan organ atau jaringan melalui sirkulasi ke seluruh tubuh kemudian dieliminasi dari tubuh atau diambil kembali oleh jaringan semula atau organ lainnya yang mempunyai kemampuan untuk itu khususnya hati, otot, ginjal, paru-paru dan jantung^[3]. Karena radionuklida berbahaya apabila mengendap terlalu lama di dalam tubuh, maka langkah-langkah dekontaminasi internal dari radionuklida lepasan ini harus dilakukan secara cepat dan tepat

Bahan-bahan kimia dapat mengurangi kerusakan akibat pajanan radiasi atau sebagai dekontaminan zat radioaktif^[4]. Soewondo menyebutkan bahwa puluhan bahkan ratusan bahan kimia telah diteliti terhadap kemungkinan digunakan sebagai dekontaminan akibat kontaminasi secara internal maupun eksternal. Penelitian ini telah dimulai sejak diketahui bahwa radiasi pengion dapat merusak sistem biologi. Bahan kimia yang mampu digunakan sebagai dekontaminan untuk kontaminasi externa

maupun interna telah ditemukan pada akhir tahun empat puluhan^[5]. Dekontaminasi adalah suatu metoda pembersihan atau pengeluaran radionuklida dari tubuh sebanyak mungkin secara cepat dan tepat sebagai usaha untuk memperkecil efek biologik yang ditimbulkan. Setelah terkontaminasi bahan radioaktif, perkiraan dosis, deteminasi toksisitas, dan metode tindakan sangat bergantung pada berbagai faktor antara lain identifikasi radionuklida dan karakteristik fisik dan kimianya. Proses ini dapat dilakukan dengan cara ikatan kimiawi dan radionuklida dengan zat dekontaminan sehingga terbentuk senyawa kompleks yang dikeluarkan dari tubuh melalui urine dan feses^[2].

Prussian Blue (PB) atau ferriferrosianida, $\text{Fe}_4[\text{Fe}(\text{CN})_6]_3$ dapat mengikat ^{137}Cs dan thorium yang diekskresikan dari tubuh dengan cara pertukaran ion. 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^[6]. Pemberian PB melalui lumen saluran cerna akan membentuk senyawa yang stabil kemudian terhentinya sirkulasi di dalam tubuh. 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 menghentikan absorpsi ulang oleh saluran pencernaan, sehingga ekskresi melalui feses dan urin akan meningkat. PB sendiri tidak diserap sistem oleh pencernaan dalam jumlah yang signifikan^[7].

Namun demikian, dalam berbagai kondisi spesifik, zat kimia asing pada kadar tertentu dalam tubuh manusia dapat menimbulkan efek keracunan. Oleh karena itu rekomendasi penggunaan zat kimia tertentu sebagai dekontaminan perlu diuji tingkat toksisitas zat tersebut pada berbagai variasi kadar dan tingkat efektivitas dekontaminan Prussian Blue dalam mengeliminasi radionuklida ^{137}Cs . Pemeriksaan biokimia darah dapat dipakai sebagai parameter untuk mengetahui adanya efek biologi akibat pemberian dekontaminan atau pengaruh keracunan yang disebabkan logam berat.

Hati memiliki kapasitas yang lebih tinggi untuk detoksikan zat-zat kimia yang berhubungan dengan fungsi metabolide dan ekskretorik. Ginjal merupakan organ biotransformasi dan berfungsi penting sebagai organ ekskresi zat-zat tersebut yang tidak diperlukan penting melalui urin juga mengatur kebutuhan air dan elektrolit serta kesetimbangan asam-basa dan berperan

pada pengaturan sistem hormonal volume cairan ekstrasel dan tekanan darah arteri serta sintesis eritropoietin^[8]. 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

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 untuk senyawa yang polaritasnya tinggi(anion dan kation)

Oleh karena itu penelitian ini bertujuan untuk mengetahui konsentrasi dekontaminan yang paling optimum untuk menekan kandungan radionuklida dalam tubuh kera ekor panjang dengan

cara memperbesar ekskresi menggunakan dosis dekontaminan yang paling besar tanpa menimbulkan efek toksik melalui uji laboratorium klinik dari hasil pemeriksaan fungsi ginjal dan fungsi hati.

II. TATA KERJA

1. Obyek penelitian.

Dalam penelitian ini digunakan hewan uji kera ekor panjang (*Macaca fascicularis*) sebanyak 12 ekor, berumur \pm 5 tahun dengan berat badan \pm 7,5 kg yang diperoleh dari Bagian Primata Institut Pertanian Bogor. Hewan dipelihara dan dikarantina dalam kandang hewan Lab. Biomedika selama waktu tertentu, diberi makanan dan minuman serta dicek kesehatannya oleh dokter hewan. Dekontaminan yang digunakan adalah *Prussian Blue* atau ferroferrisianida (*Aldrich Chemical Company Inc., Milwaukee WIS 53233, USA*). 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*).

2. Perlakuan.

Macaca fascicularis sebanyak 12 ekor ekor panjang dibagi dalam 4 kelompok dan setiap kelompok terdiri dari 3 ekor kemudian dibius menggunakan ketalar sebanyak 0,01 cc/kg yang disuntikkan secara intramuskular. Setelah pingsan, darah kera diambil melalui vena femoralis (paha) sebanyak 5 ml untuk dilakukan pemeriksaan ureum, kreatinin, gula darah, protein total, SGOT, SGPT, dan Gamma GT.

3. Pemberian dekontaminan

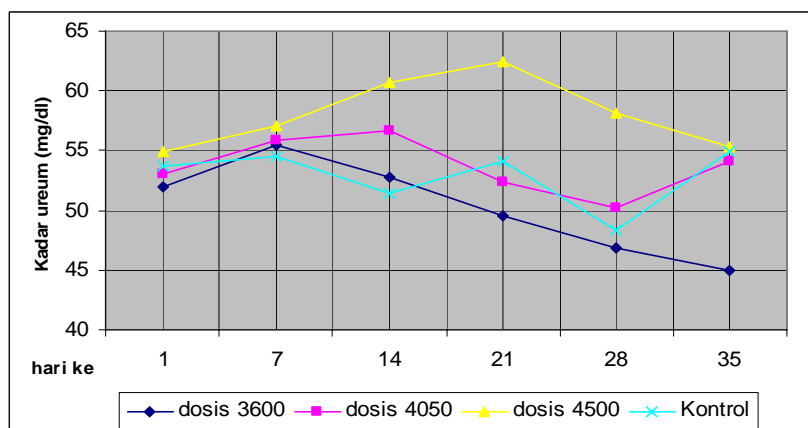
Prussian Blue (PB) diberikan melalui oral sebanyak tiga kali sehari selama 3 hari berturut-turut dengan variasi dosis untuk kelompok A 400 mg/ekor, kelompok B 450 mg/ekor, kelompok C 500 mg/ekor sehingga dosis totalnya 3600, 4050 dan 4500 mg/ekor dan kelompok D tidak diberi

perlakuan (kontrol). Pengamatan pengaruh toksisitas terhadap pemberian dekontaminan Prussian blue dilakukan dengan uji klinik yaitu pemeriksaan urium, kreatinin (fungsi ginjal) gula dalam darah, total protein SGOT, SGPT, Gamma GT (sistem pencernaan dan fungsi hati) dan pemeriksaan fisik hewan (denyut nadi, denyut jantung, mata, telinga, kerontokan bulu, kelenturan kulit, berat badan, suhu badan) pada hari-hari ke-1, 2, 3, 7, 14, 21, 28, 35 pasca pemberian PB.

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Fungsi Ginjal

Hasil pengamatan kandungan ureum darah kera pasca pemberian dekontaminan Prussian bluee (PB) dengan total dosis 3600, 4050 dan 4500 mg/ekor maupun kontrol disajikan dalam Gambar 1.

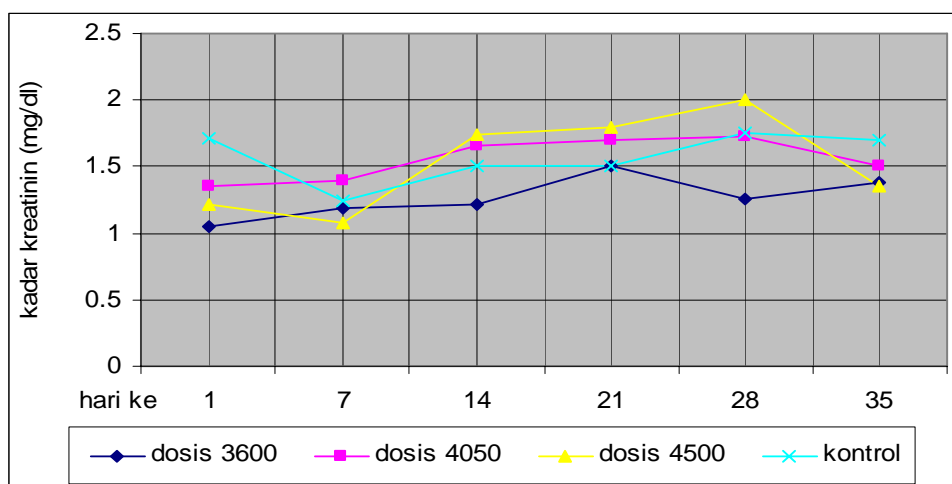


Gambar 1. Kadar ureum dalam darah *Macaca fascicularis* yang diberi PB dosis total 3600, 4050, dan 4500 mg/ekor selama 3 hari berturut-turut.

Gambar 1, memperlihatkan bahwa antara kera yang diberi dekontaminan 3600, 4050, dan 4500 mg/ekor dengan kera kontrol tidak ada perbedaan yang kandungan ureumnya relatif konstan yaitu dalam batas normal (17 – 83 mg/dl). Untuk kera yang diberi PB dosis 3600, 4050 dan 4500 mg/ekor pada hari pertama mengalami kenaikan, terutama untuk kera yang diberi dosis 4500 mg/ekor sebesar 54,91 mg/dl, sampai hari ke-35. Untuk kera ekor panjang yang diberi PB dengan dosis 4050 bila dibandingkan kontrol ada perbedaan pada hari ke-7 yang mengalami kenaikan kadar ureumnya, sampai hari ke 28 pasca pemberian dekontaminan. 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).

Seperti diduga sebelumnya bahwa kerusakan fungsi ginjal dapat dideteksi dengan melihat kandungan kreatinin dan ureum dalam darah, suatu kenaikan kecil kadar kreatinin dan ureum sudah merupakan tanda awal adanya kerusakan fungsi ginjal. Pada Gambar 2 terlihat bahwa pada hari pertama pasca pemberian PB kadar kreatinin darah mengalami kenaikan sedikit bila dibandingkan dengan kera kontrol terutama untuk kera yang diberi dekontaminan dengan dosis 4050 dan 4500 mg/ekor, kadar kreatininnya sebesar 1,39 dan 1,08 mg/dl tetapi masih dalam kisaran normal (0,64 – 1,66 mg/dl). Pada hari ke-28 pasca dekontaminan, nilai kreatinin menurun kembali untuk seluruh kera.

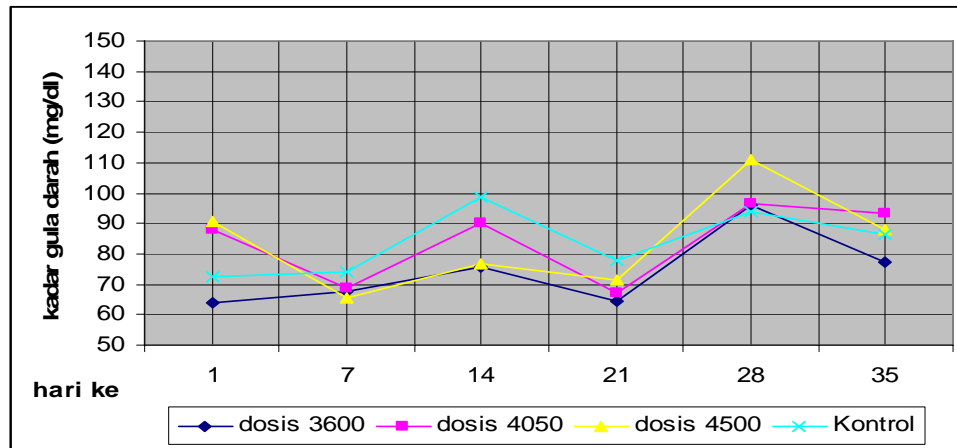


Gambar 2. Kadar kreatinin dalam darah *Macaca fascicularis* yang diberi PB dosis 3600, 4050 dan 4500 mg/ekor selama 3 hari berturut-turut.

Dari hasil pemeriksaan biokimia darah diketahui bahwa kadar kreatinin setiap kera yang diberi dekontaminan pada pengamatan hari ke-0 sampai hari ke-35 masih dalam batas normal (nilai normal 0,64 – 1,66 mg/dl). Hal ini menunjukkan bahwa fungsi ginjal kera ekor panjang tidak mengalami gangguan cukup berarti akibat dekontaminan PB pada variasi dosis 3600, 4050, dan 4500 mg/ekor, tetapi bila dibandingkan dengan kera kontrol ada kenaikan nilai kadar ureum dan kreatinin dalam darah pada hari ke-7 pasca pemberian dekontaminan dan menurun kembali mulai hari ke-28 pasca pemberian dekontaminan. Kreatinin adalah suatu metabolit keratin 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 memperkirakan laju filtrasi glomerulus.

Fungsi hati

Hasil pengamatan kandungan glukosa darah kera yang diberi PB dosis 3600, 4050, 4500 mg/ekor selama 35 hari disajikan dalam Gambar 3. Terlihat bahwa untuk kera kontrol kandungan glukosa relatif konstan (73 mg/dl tetap dalam batas normal), tetapi untuk kera yang diberi dekontaminan 3600, 4050, 4500 mg/ekor kandungan glukosanya menurun pada hari ke 7 pasca pemberian PB terutama untuk kera dengan dosis PB 4050 dan 4500 mg/ekor (69 dan 65 mg/dl). Kadar glukosa darahnya kemudian meningkat kembali ke tingkat normal pada hari ke-14 sampai ke-35 pasca pemberian PB. Penurunan glukosa pada hari pertama pasca pemberian PB diduga disebabkan karena adanya efek toksik dari PB. Penurunan glukosa juga dapat disebabkan oleh perubahan glukosa di dalam eritrosit menjadi laktat melalui proses glikolisis, pada kelenjar susu glikolisis yang memprosesnya juga menjadi lemak dan laktosa. Glikolisis juga terjadi pada hati dan jaringan ekstrahepatik seperti otot^[16].

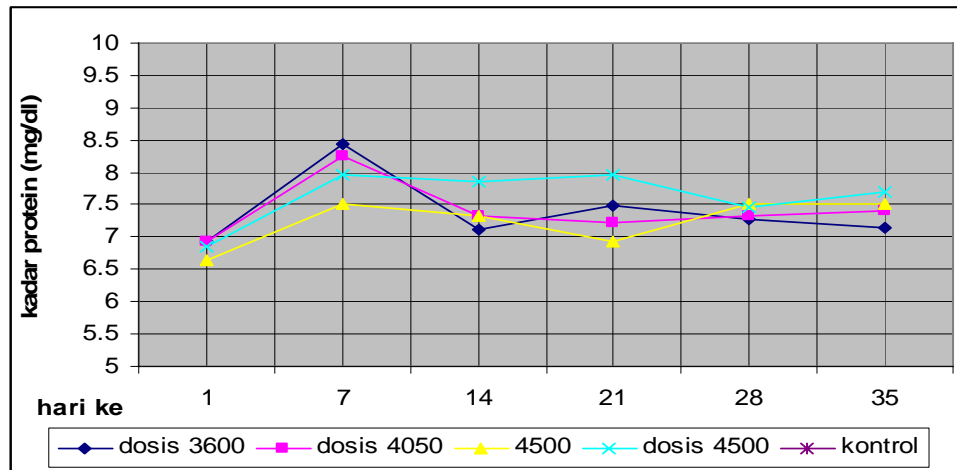


Gambar 3. Kadar gula dalam darah *Macaca fascicularis* yang diberi PB dosis 3600, 4050, dan 4500 mg/ ekor selama 35 hari berturut-turut.

Tugas utama plasma protein adalah pengikat air dan fungsi transformasi selain itu juga sebagai buffer dan koloid, yang mengandung antibody dan faktor-faktor pembekuan darah. Kadar protein dalam darah tergantung 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 parenchym hati sebagian besar membuat albumin, alfa-globulin, beta-globulin dan fibrinogen, sedangkan gamma-globulin disintesa dalam RES, dan nilai total protein berkurang (menurun) pada gangguan fungsi hati [5].

Hasil pengamatan kandungan protein dalam darah kera pasca

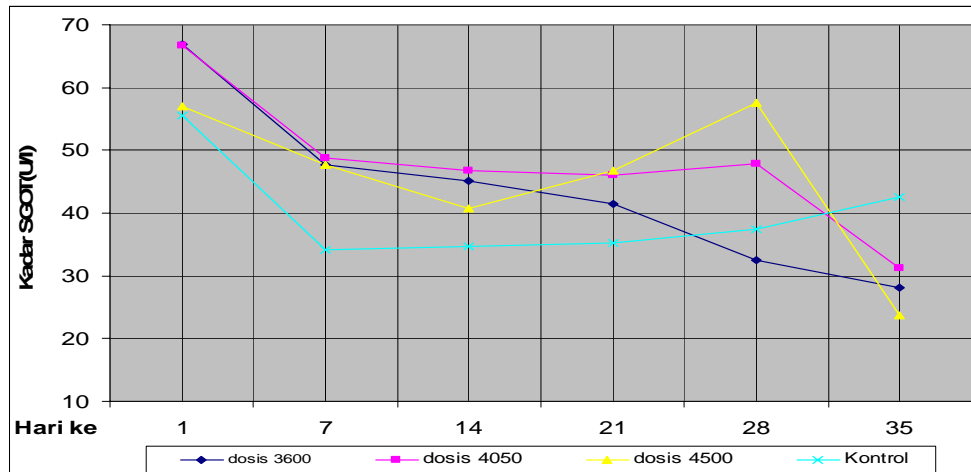
pemberian dekontaminan PB disajikan dalam Gambar 4. Pada Gambar 4, terlihat nilai protein total dalam darah kera yang diberi PB dosis 3600, 4050, 4500 mg/ekor bila dibandingkan dengan kera kontrol pada hari pertama mengalami penurunan terutama pada dosis 4500 mg/ekor dan meningkat kembali pada hari ke-28. Kemungkinan penurunan kadar protein disebabkan karena kera 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.



Gambar 4. Kadar proteion total dalam darah *Macaca fascicularis* yang diberi PB dosis 3600, 4050, dan 4500 mg/ekor selama 35 hari berturut-turut.

Hasil pengamatan kadar SGOT dan SGPT dalam darah kera yang diberi dekontaminan PB disajikan dalam Gambar 5 dan 6. Pada Gambar 5 terlihat bahwa kadar SGOT dalam darah kera yang diberi PB mengalami kenaikan sesaat pada hari ke-1 pasca pemberian dekontaminan dan menurun kembali pada hari ke-28. Untuk pemberian dekontaminan dengan dosis 3600, 4050 dan 4500 mg/ekor, mengalami kenaikan cukup tinggi bila dibandingkan dengan kera kontrol pada hari ke-1 sampai hari ke-28 dan pada hari ke-35 mengalami penurunan bila dibandingkan dengan kontrol. Kenaikan kadar SGOT dalam darah dikarenakan terganggunya fungsi hati sesaat, perubahan temporer ini dapat disebabkan oleh dekontaminan yang

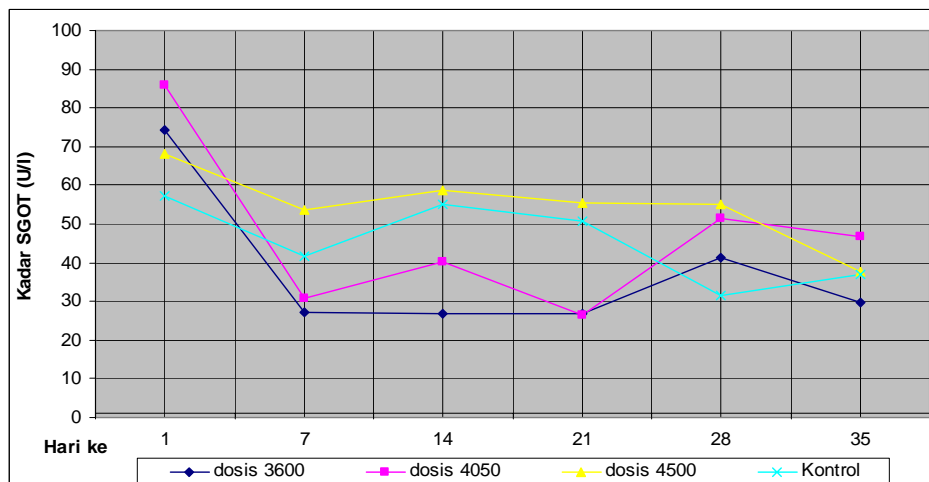
mempengaruhi pusat katalitik pada enzim, disamping itu mungkin senyawa ini bereaksi dengan gugus fungsi lainya dalam biomolekul. Oleh karna *Glutamic Oxalacetic Transaminase* (GOT) ialah suatu enzim yang mempengaruhi suatu reaksi pemindahan suatu gugus alfa amino dari suatu asam amino ke asam keta, misalkan dari asam aspartat (*aspartic acid*) untuk menjadi asam glutamat (*glutamic acid*) dan asam oksaloasetat (*oxalacetic acid*). Enzim ini terdapat dalam kadar yang tinggi dalam sel hati, jantung dan otot, dimana suatu kerusakan pada sel hati dan kerusakan sel-sel hati yang menahun akan menyebabkan kenaikan kadar enzim dalam darah^[13]



Gambar 5. Kadar SGOT dalam darah *Macaca fascicularis* yang diberi PB dosis 3600, 4050 dan 4500 mg/ekor selama 3 hari berturut-turut.

Hasil pengamatan kandungan SGPT disajikan dalam Gambar 6, terlihat bahwa untuk kera yang diberi dekontaminan 4500 mg/ekor mengalami kenaikan SGPT pada hari ke-1 sampai

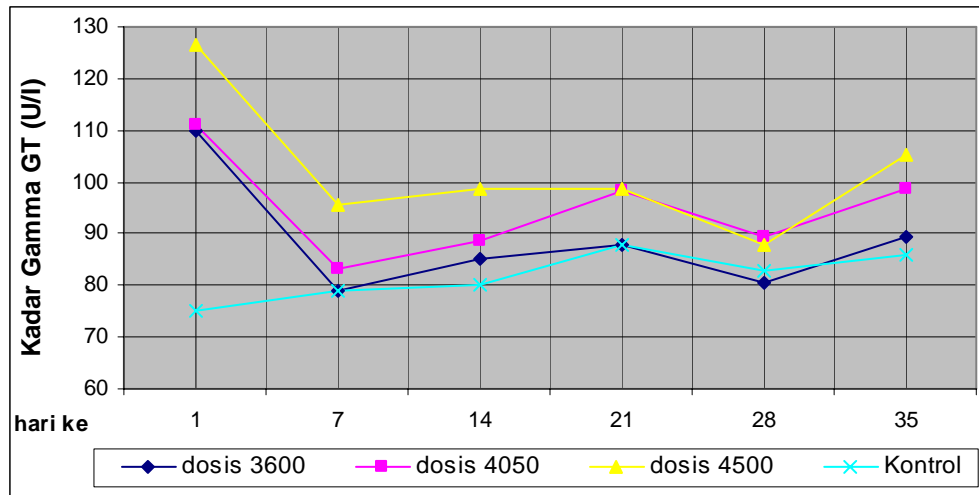
hari ke-35 pasca pemberian PB bila dibandingkan dengan kontrol dan untuk dosis 3600 dan 4050 mg/ekor mengalami peningkatan dari hari ke-1 sampai hari ke-7 pasca pemberian PB.



Gambar 6. Kadar SGPT dalam darah *Macaca fascicularis* yang diberi PB dosis 3600, 4050, dan 4500 mg/ekor selama 3 hari berturut-turut.

Hasil pengamatan kandungan gamma GT disajikan dalam Gambar 7, dan terlihat bahwa untuk kera yang diberi dekontaminan 3600, 4050 dan 4500 mg/

ekor mengalami kenaikan kadar gamma GT pada hari ke-1 pasca pemberian sampai hari ke-35 pasca pemberian PB bila dibandingkan dengan kontrol.



Gambar 7. Kadar Gamma GT dalam darah *Macaca fascicularis* yang diberi PB dosis 3600, 4050, dan 4500 mg/ekor selama 3 hari berturut-turut.

Tabel 1. Nilai rerata pemeriksaan biokimia darah kera ekor panjang selama 35 hari pasca pemberian Prussian Blue secara oral

Dosis PB mg/ekor	Urium (mg/dl)	Kreatinin (mg/dl)	Gula darah (mg/dl)	Total Protein (g/dl)	SGOT (U/l)	SGPT (U/l)	Gamma GT (U/l)
Kontrol	52,6±2,3	1,60±0,23	78,0±18,6	7,3±0,50	31,58±13,57	41,00±9,51	79,66±31,54
3600	49,0±5,4	1,52±0,25	70,0±16,3	7,2±0,61	40,32±18,75	41,08±8,61	98,99±26,44
4050	50,27±6,7	1,55±0,16	85,5±17,0	7,4±0,65	42,42±18,78	43,58±9,42	85,88±14,55
4500	53,23±4,4	1,72±0,15	78,0±19,0	7,4±0,37	42,27±11,65	48,13±9,49	98,77±14,31

Pada Tabel 1, terlihat bahwa untuk kera yang diberi dekontaminan PB dosis 4500 mg/ekor bila dibandingkan dengan kera kontrol selama 35 hari pasca perlakuan terjadi kenaikan nilai urium dan kreatininya yaitu 53,23±4,4 mg/dl dan 1,72±0,15 mg/dl, untuk dosis 4050 mg/ekor 50,27±6,7 mg/dl dan 1,55±0,16 mg/dl kemudian dosis 3600 sebesar 49,0±5,4 mg/dl dan 1,52±0,25 mg/dl. Untuk nilai gula darah dan total protein bila dibandingkan dengan kera kontrol

tidak mengalami perbedaan yang nyata. sebaliknya untuk nilai pemeriksaan enzim SGOT, SGPT, dan GammaGT bila dibandingkan dengan kontrol mengalami peningkatan yang sangat signifikan terutama untuk nilai GammaGT untuk pemberian dosis 3600 sebesar 98,99±26,44 U/l, dosis 4050 sebesar 85,88±14,55 U/l dan untuk dosis 4500 sebesar 98,77±14,31 U/l.

IV. KESIMPULAN

Penelitian ini menunjukkan bahwa pemberian dekontaminan PB dosis 3600, 4050 dan 4500 mg/ekor mempengaruhi kadar ureum, kreatinin, SGOT, SGPT dan gamma GT (fungsi ginjal dan hati) dalam darah sampai hari ke-35 pasca pemberian PB, sedangkan kadar gula darah, protein total tidak mengalami peningkatan. Perubahan terjadi pada hari pertama dan kembali normal dalam waktu 28 hari pasca pemberian PB. Pemberian PB hingga dosis 4500 mg/ekor bersifat tidak toksik pada hewan percobaan tetapi mempengaruhi fungsi ginjal dan hati yang sifatnya sementara.

DAFTAR PUSTAKA

1. UNSCEAR, Ionizing radiation: sources and biological effects, 1982 Report to the General Assembly, United Nations, United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, New York, 1982.
2. NCRP Report No 65. Management of Persons Accidentally Contaminated with Radionuclides National Council on Radiation Protection and Measurements, Bethesda, Maryland, 1979.
3. IAEA, Assessment and treatment of external and internal radionuclide contamination, International Atomic Energy Agency, Vienna, 1996.
4. ANONIMUS, Influence of Prussian Blue on Metabolism of Cs-137 and Rb-86 in Rats, Health Physics, Pergamon Press, Oxford Vol. 22 : 1-18, 1972.
5. IAEA, The radiation Accident in Goiania, International Atomic Energy Agency, Vienna. 1988.
6. BUSER.H.J., SCHWARZENBACH, D., PETTER,W., LUDI.A; The crystal structure of Prussian blue $Fe[Fe(CN)_6]_3 \times H_2O$, Inorg. Chem 16(11) 2704 – 2709, 1977.
7. SWINDON, T.N., Manual on the medical management of individuals involved in radiation accidents, Australian Radiation Laboratory, Victoria, 1991.
8. R.RICHTKICH ; Chemical Chemistry, Theory and Practice;1969
9. UNSCEAR, Sources, Effects and Risks of Ionizing Radiation, United Nations Publication, New York 1988
10. UNSCEAR, Session of UNSCEAR, 1982 ,” Nou Stochastic Effect Resultion from Localized Irradiation
11. TUR RAHARDJO, Studi Toksisitas Dekontaminan Prussian Blue Pada Kera Ekor Panjang (*Macaca fascicularis*), Prosiding Seminar Nasional Penelitian dan Pengelolaan Perangkat Nuklir di Yogyakarta 2006
12. TUR RAHARDJO, Studi Toksisitas Dekontaminan Prussian Blue Pada Hematologi Kera Ekor Panjang *Macaca fascicularis*, Presentasi Ilmiah Fungsional Teknis Non Peneliti di Jakarta 2007
13. SITI NURHAYATI, Uji Toksisitas Dekontaminan Prussian Blue Pada Kera Ekor Panjang (*Macaca fascicularis*), Prosiding Presentasi Ilmiah Keselamatan Radiasi dan Lingkungan X di Jakarta, 2004

14. AMUNDSON, S.A. and FORNACE, AJ Jr. Gene Expression Profiles for Monitoring Radiation Exposure. Radiation Protection Dosimetry.97(1), 11-16.2001
15. BRENOT, A, RINALDI, R": Toxicite et efficacite compares de quatre ferrocyanures dans la decontamination du cesium radioactive 134; (Comparative toxicity and effectiveness of 4 ferrocyanides in decontamination from radioactive Cesium-134.; Pathol. Biol (Paris) 55-59. 1967.
16. GUSKOVA, A.K., Radiation sickness classification, dalam : Gusev IA, Guskova AK, Mettler FA eds, Medical management of radiation accidents, CRC Press, Washington DC, 2001.
17. FLIEDNER, T.M., DORR, H.D., and MEINEKE, V., Multi-organ involvement as a pathogenic principle of the radiation syndromes: a study involving 110 case histories documented in SEARCH and classified as the bases of haematopoietic indicators of effect, *British Journal of Radiology* 27 (supplement), 1-8, 2005.

**Jawaban : Tur Rahardjo
(PTKMR – BATAN)**

1. Sangat dipertimbangkan berat kera ekor panjang rata-rata umur 3-4 tahun berat sekitar 4,5 kg.
2. Dosis untuk manusia dikonversikan ke berat kera ekor panjang rata-rata sekitar 4,5 berbanding 60 kg.

Tanya Jawab :

1. Penanya :

**Pertanyaan : Riau Amorino
(PTKMR-BATAN)**

1. Pada penelitian ini dosis yang diberikan 3600, 4050, 4500 mg/ekor, apakah berat kera ekor panjang tidak diperhitungkan?
2. Untuk dosis 4500 mg/ekor pada kera ekor panjang, berapa perbandingan dosis antara kera ekor panjang dan manusia?

PROSIDING

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

JAKARTA, 29 JULI 2008

**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

