

ISSN : 1978-9971

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

JAKARTA, 16 Desember 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 kehadiran Allah SWT atas karunia yang diberikan kepada Panitia Penyelenggara, sehingga dapat diselesaikan penyusunan **Prosiding Pertemuan dan Presentasi Ilmiah Fungsional Pengembangan Teknologi Nuklir III** dengan tema “Peningkatan Mutu Sumber Daya Manusia Dalam Upaya Peningkatan Keselamatan Radiasi dan Keselamatan Nuklir Guna Mewujudkan Kesejahteraan Masyarakat”

Pertemuan dan Presentasi Ilmiah kali ini disajikan sebanyak 23 makalah, 1 makalah utama disajikan dalam Sidang Pleno, 8 makalah disajikan secara oral dan 14 makalah disajikan secara poster. Makalah yang masuk berasal dari :

1. PRPN-BATAN : 1 makalah,
2. PRR-BATAN : 2 makalah,
3. PRSG-BATAN : 3 makalah,
4. PTNBR-BATAN : 1 makalah,
5. PATIR-BATAN : 2 makalah,
6. PPGN-BATAN : 4 makalah dan,
7. PTKMR-BATAN : 10 makalah.

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

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

Jakarta, 16 Desember 2008
Panitia Penyelenggara

PANITIA

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

SK No : 167 /KMR/IX/2008

I. PENGARAH

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

II. PENYELENGGARA

Ketua : Rofiq Syaifudin, ST.
Wakil Ketua : Elistina, A.Md.
Sekretaris : Kusdiana, ST.
Bendahara : Eni Suswantini, A.Md.

Seksi-seksi :

✚ Persidangan : 1. Setyo Rini, SE.
2. Wahyudi, S.ST.
3. Dwi Ramadhani, S.Si.
✚ Dokumentasi : Emil Lazuardi, SE.
✚ Perlengkapan : 1. S u k i j o
2. Yahya Mustofa, A.MR.
✚ Konsumsi : Sri Insani Wahyu W.

III. EDITOR DAN PENILAI MAKALAH

Ketua : Drs. Nurman Rajagukguk
Wakil Ketua : Drs. Gatot Wurdianto, M.Eng.
Anggota : 1. Drs. Mukhlis Akhadi, APU.
2. Dr. Johannes R. Dumais
3. dr. Fadil Nazir, Sp.KN.
4. Dr. Mukh Syaifudin
5. Drs. Syarbaini, M.Sc.

SAMBUTAN

KEPALA PUSAT TEKNOLOGI KESELAMATAN DAN METROLOGI RADIASI

Assalamu'alaikum Wr. Wb.

Marilah kita panjatkan puji syukur kepada Allah SWT, karena Prosiding Pertemuan dan Presentasi Ilmiah Fungsional Pengembangan Teknologi Nuklir III telah tersusun. Pada Pertemuan dan Presentasi Ilmiah ini dipilih tema "Peningkatan Sumber Daya Manusia Dalam Upaya Peningkatan Keselamatan Radiasi dan Keselamatan Nuklir Guna Mewujudkan Kesejahteraan Masyarakat", dengan maksud sebagai wahana dalam kegiatan pengembangan profesi bagi para pejabat fungsional di lingkungan Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi pada khususnya dan BATAN pada umumnya. Tema ini diselaraskan dengan Visi Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi - BATAN sebagai pusat acuan nasional dalam bidang keselamatan radiasi dan aplikasi teknologi nuklir di bidang kesehatan.

Diharapkan Prosiding ini dapat menambah informasi ilmiah tentang salah satu sisi pengembangan teknologi nuklir terutama dalam bidang keselamatan radiasi, metrologi radiasi, dan aplikasi teknik nuklir untuk kesehatan.

Akhirnya kami mengucapkan terima kasih yang sebesar-besarnya kepada Panitia dan Tim Editor yang telah bekerja keras serta semua pihak yang telah ikut membantu terbitnya Prosiding ini.

Wassalamu'alaikum Wr. Wb.

Jakarta, Desember 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>

MAKALAH UTAMA

Peningkatan Keselamatan Radiologis Dalam Kegiatan Medis

<i>Mukhlis Akhadi</i> PTKMR-BATAN	<i>1</i>
---------------------------------------------	----------

MAKALAH ORAL :

1. Instalasi perangkat renografi IR3 dalam rangka penempatan alat di RS. Bethesda Yogyakarta <i>Joko Sumanto</i> PRPN – BATAN	<i>18</i>
2. Diagnosis kerusakan Transformator BHT01/02/03 RSG-GAS dengan menggunakan <i>infrared camera</i> type Thermo tracer TH9100PM VI/PW VI <i>Teguh Sulistyono</i> PRSG – BATAN	<i>34</i>
3. Pengujian kamera gamma radiografi industri model Tech Ops 660B <i>Muji Wiyono, B.Y. Eko Budi Jumpeno, dan Wahyudi</i> PTKMR – BATAN	<i>48</i>
4. Konsentrasi uranium, thorium dan kalium dalam produk pasir yang dipasarkan di Bandung <i>Rasito, Zulfakhri, Rini H. Oetami, Cayadi, Zaenal Arifin, dan Soleh Sofyan</i> PTNBR – BATAN	<i>61</i>
5. Konsentrasi ^{40}K , ^{137}Cs dan ^{226}Ra dalam biji-bijian dan perkiraan dosis interna pada penduduk di Kalimantan Timur <i>Leli Nirwani, Wahyudi, Yurfida, dan Kusdiana</i> PTKMR – BATAN	<i>74</i>

6. Pengembangan fasilitas produksi ^{125}I :
Modifikasi *valve* dan fasilitas pelarutan
Hotman Lubis, Sriyono, Rohadi A.W, Abidin, Herlina, dan Witarti 85
PRR – BATAN
7. Pemeriksaan fungsi kelenjar tiroid dengan teknik RIA-IRMA
pada penduduk dengan gangguan akibat kekurangan iodium (GAKI)
di Kabupaten Jepara, Jawa Tengah
Kristina Dwi Purwanti, Irma S Hapsari, dan Sri Insani W.W. 94
PTKMR – BATAN
8. Verifikasi sistem proteksi radiasi neutron dan gamma pada
sistem *MINItrace* pesawat siklotron milik Rumah Sakit
Gading Pluit Jakarta
Wijono dan Gato t Wurdianto 108
PTKMR – BATAN

MAKALAH POSTER :

1. Uji rangkaian penyearah setengah gelombang dan gelombang penuh
Suratna 122
PTKMR – BATAN
2. Uji fungsi spektrometer gamma detektor HPGe Ortec model GMX-35195-P
pasca perbaikan dengan penggantian *pre-amplifier*
Wahyudi, Kusdiana, dan Muji Wiyono 130
PTKMR – BATAN
3. Pengukuran beban listrik transformator BHT03 RSG-GAS
M. Taufik, Teguh Sulisty, Kiswanto, dan Yuyut Suraniyanto 143
PRSG – BATAN
4. Penelitian kebocoran Bendungan Raman Metro – Lampung Tengah
dengan radioisotop
Darman dan Tommy Hutabarat 156
PATIR – BATAN
5. Penggunaan natrium sulfit (Na_2SO_3) untuk meningkatkan kemurnian
radiokimia ^{125}I
Anung Pujiyanto, Yayan Tahyan, Sri Setyowati, Sriyono 168
PRR – BATAN
6. PLTN dan Desa Siaga ditinjau dari program kesiapsiagaan nuklir
Anthony Simanjuntak 174
PRSG – BATAN

7. Interkomparasi kerma udara untuk berkas radiasi ^{137}Cs menggunakan detektor ionisasi
Nurman Rajagukguk 187
PTKMR – BATAN
8. Pengolahan bijih uranium Eko Remaja hasil ROS : Pelindian
Sugeng Walujo, Hafni Lissa Nuri, Mukhlis, Sujono, Widowati, Arief Subiyanto 195
PPGN – BATAN
9. Pemantauan kontaminasi permukaan di daerah kerja PPGN Jakarta tahun 2007
Ngatino, Djody RM, Amir Djuhara 204
PPGN – BATAN
10. Pemantauan kualitas air di sekitar kolam limbah melalui pengukuran aspek mutu air secara kimia tahun 2007
A. Sorot Soediro, Titi Wismawati, Eep Dedi, Andung Nugroho, Sri Widarti 213
PPGN – BATAN
11. Pemantauan radioaktivitas debu di ruang preparasi bijih Gedung Nomor 56 PPGN-BATAN dan sekelilingnya tahun 2007
Andung Nugroho, Bambang Purwanto, Eep Deddi, Ngatino 227
PPGN – BATAN
12. Standardisasi ^{133}Ba dan hasil interkomparasi Program Metrologi Asia Pasifik (APMP)
Nazaroh dan Hermawan Candra 236
PTKMR – BATAN
13. Studi penentuan koefisien distribusi propanol sebagai perunut dalam contoh minyak Lapangan Prabumulih Sumatera Selatan
N. Lakminingpuri Ritonga dan Rasi Prasetyo 250
PATIR – BATAN
14. Aberasi kromosom dalam sel limfosit pekerja radiasi yang diduga terkena pajanan berlebih
Masnelly Lubis dan Sofiati Purnami 259
PTKMR – BATAN

PENINGKATAN KESELAMATAN RADIOLOGIS DALAM KEGIATAN MEDIS

Mukhlis Akhadi

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi-BATAN

ABSTRAK

PENINGKATAN KESELAMATAN RADIOLOGIS DALAM KEGIATAN MEDIS. Aplikasi teknik nuklir dalam bidang kesehatan terus menunjukkan peningkatan dari waktu ke waktu. Salah satu jenis aplikasi itu adalah pemanfaatan radiasi pengion dalam bentuk Sinar-X untuk keperluan radiodiagnosa dalam bidang kedokteran. Banyak kasus medik baru bisa diputuskan cara penanganannya setelah pasien terlebih dahulu menyalani radiodiagnosa. Namun mengingat radiasi pengion juga dapat menimbulkan dampak tidak menguntungkan terhadap tubuh manusia, maka aspek keselamatan pasien harus mendapat prioritas utama. Untuk mencapai tujuan tersebut, dalam kegiatan radiodiagnosa dikenal adanya azas optimisasi yang menghendaki agar penerimaan dosis radiasi oleh pasien yang menjalani pemeriksaan radiodiagnostik ditekan serendah mungkin dengan biaya yang dapat dipertanggungjawabkan secara ekonomi dan sosial. Dengan optimisasi proteksi akan diperoleh hasil diagnosa yang baik dengan penerimaan dosis radiasi yang rendah serta biayanya murah. Dalam makalah ini akan diuraikan mengenai filosofi dasar azas optimisasi serta aplikasinya dalam kegiatan radiologi di bidang kesehatan. Dibahas pula langkah-langkah dalam membangun kerangka optimisasi proteksi dan keselamatan radiasi pada pasien radiologi diagnostik.

Kata kunci : optimisasi, radiodiagnostik, proteksi radiasi, Sinar-X

ABSTRACT

INCREASING OF RADIOLOGICAL SAFETY IN MEDICAL TREATMENT. Application of nuclear technique for health purpose show increasing from time to time. One of such application is utilization of ionizing radiation in the form of X-Ray for radio diagnostic purpose in medical field. Many medical cases can be decided their treatment after the patient formerly undergoing radio diagnostic examination. But due to ionizing radiation can also cause any damage with negative impact to human body, safety aspect of patient should be first priority. For obtaining such goal, there is an optimization principle in radio diagnostic activity. Radiation protection optimization is applied for reducing as low as possible radiation dose of the undergoing radio-diagnostic patient by considering economic and social aspect. By optimization of radiation protection will be obtained good diagnostic result with low irradiation dose and cheap in cost. In this paper will be described about basic philosophy of optimization principle and its application in radio-diagnostic activity in health field. The paper will also describe some steps to build optimization of radiation protection and safety frame for undergoing radio-diagnostic patient.

Key words : optimization, radio-diagnostic, radiation protection, X-Ray

I. PENDAHULUAN

Penemuan Sinar-X ternyata mampu mengantarkan ke arah terjadinya perubahan mendasar dalam bidang

kedokteran. Dalam kegiatan medik, Sinar-X dapat dimanfaatkan untuk diagnosa maupun terapi. Untuk tujuan medik, tubuh manusia yang pada

prinsipnya dapat dibedakan baik secara anatomi maupun fisiologi, pada mulanya merupakan obyek yang tidak dapat dilihat secara langsung oleh mata. Namun dengan ditemukannya sinar-X, tubuh manusia ternyata dapat diubah menjadi obyek yang transparan. Sinar-X mampu membedakan kerapatan dari berbagai jaringan dalam tubuh manusia yang dilewatinya. Dengan penemuan sinar-X ini, informasi mengenai tubuh manusia menjadi mudah diperoleh tanpa perlu melakukan operasi bedah¹.

Beberapa efek merugikan yang muncul pada tubuh manusia karena terpapar sinar-X segera teramati tidak berselang lama dari penemuan sinar-X². Efek merugikan itu berupa kerontokan rambut dan kerusakan kulit. Pada tahun 1897 di Amerika Serikat dilaporkan adanya 69 kasus kerusakan kulit yang disebabkan oleh sinar-X, sedang pada tahun 1902 angka yang dilaporkan meningkat menjadi 170 kasus. Pada tahun 1911 di Jerman juga dilaporkan adanya 94 kasus tumor yang disebabkan oleh sinar-X. Meskipun beberapa efek merugikan dari sinar-X telah teramati, namun upaya perlindungan terhadap bahaya penyinaran sinar-X tersebut belum terfikirkan.

Studi intensif efek radiasi terhadap jaringan tubuh manusia terus dilakukan hingga pada akhirnya dapat diketahui bahwa radiasi dapat menimbulkan efek somatik berupa kerusakan sel-sel jaringan tubuh yang dapat menyebabkan munculnya kanker dan efek genetik berupa cacat pada keturunan³. Dengan demikian manusia pun menyadari bahwa di samping memberikan manfaat yang sangat besar, sinar-X maupun radiasi secara umum dapat pula menimbulkan efek negatif terhadap kesehatan manusia yang perlu diwaspadai.

Komisi Internasional untuk Perlindungan Radiasi (ICRP) membagi efek radiasi pengion terhadap tubuh manusia menjadi dua⁴, yaitu : efek stokastik (*stochastic effect*) dan efek deterministik (*deterministic effect*). Efek stokastik adalah efek yang kemunculannya pada individu tidak bisa dipastikan, tetapi tingkat kebolehjadian munculnya efek tersebut dapat diperkirakan berdasarkan data statistik yang ada⁵. Efek stokastik berkaitan dengan penerimaan radiasi dosis rendah dan tidak dikenal adanya dosis ambang. Jadi sekecil apapun dosis radiasi yang diterima tubuh, ada kemungkinannya akan menimbulkan kerusakan sel, baik

sel somatik maupun genetik. Pemunculan efek stokastik berlangsung lama setelah terjadinya penyinaran dan hanya dialami oleh beberapa individu di antara anggota kelompok yang menerima penyinaran radiasi. Sedang efek deterministik adalah efek yang pasti muncul apabila jaringan tubuh terkena paparan radiasi dengan dosis tertentu. Efek deterministik ini bisa berupa eritema kulit, kemandulan baik sementara maupun permanen, katarak dan bahkan kematian⁶. Efek ini berkaitan dengan penerimaan radiasi dosis tinggi oleh tubuh dan mengenal adanya dosis ambang.

Aplikasi radiasi atau teknik nuklir secara umum dalam bidang kedokteran terus menunjukkan peningkatan dari waktu ke waktu. Demikian pula jenis radiasi yang digunakan. Jika sebelumnya hanya dikenal sinar-X dan sinar gamma, kini beberapa jenis partikel nuklir juga telah diaplikasikan dalam kegiatan medis⁸. Pemanfaatan teknik nuklir ini meliputi tindakan-tindakan radiodiagnosis, radioterapi dan kedokteran nuklir. Ketiga jenis kegiatan tersebut umumnya menggunakan sumber radiasi yang spesifikasi fisiknya berbeda-beda. Radiasi pengion untuk keperluan diagnosa dalam medis terutama dipakai untuk mengetahui ada tidaknya kelainan

dalam tubuh dengan menggunakan radiasi pengion, terutama sinar-X. Termasuk dalam radiodiagnosa ini adalah pemeriksaan dengan *computed tomography scanner* (CT-scan), fluoroskopi, foto toraks sinar-X konvensional dan radiografi anak yang semuanya menggunakan pesawat sinar-X sebagai komponen utamanya.

Untuk keperluan medis, sumber radiasi sudah didesain sedemikian rupa sehingga aman baik bagi pekerja, pasien maupun lingkungan. Jika tidak terjadi kecelakaan, peluang terjadinya pemaparan radiasi dengan dosis berlebihan boleh dikata hampir tidak ada. Meskipun demikian, peluang terjadinya penyinaran yang tidak diperlukan, baik terhadap para pekerja/operator sumber radiasi, pasien maupun masyarakat sekitar masih tetap ada. Kemungkinan penyinaran yang tidak perlu ini bisa disebabkan oleh ketidaktahuan maupun ketidakhati-hatian dalam pemanfaatan teknik nuklir. Karena mengandung risiko radiologis yang berbahaya bagi kesehatan, maka ada berbagai upaya yang harus dilakukan sesuai dengan aturan yang berlaku untuk mengurangi atau meniadakan risiko tersebut, salah satunya adalah dengan menerapkan azas optimisasi.

II. OPTIMISASI PROTEKSI RADIASI

Keselamatan radiasi atau yang lazim disebut proteksi radiasi merupakan suatu cabang ilmu pengetahuan atau teknik yang mempelajari masalah kesehatan manusia maupun lingkungan dan berkaitan dengan pemberian perlindungan kepada seseorang atau sekelompok orang ataupun kepada keturunannya terhadap kemungkinan yang merugikan kesehatan akibat paparan radiasi. Keselamatan radiasi ditujukan untuk mencegah terjadinya efek deterministik yang membahayakan dan mengurangi terjadinya efek stokastik serendah mungkin. Dalam pemanfaatan teknologi nuklir, faktor keselamatan manusia harus mendapatkan prioritas utama.

Ada kebutuhan mendasar yang memerlukan kesepakatan secara internasional dalam keselamatan radiasi. Standar Keselamatan Dasar (*Basic Safety Standards*) yang dikeluarkan bersama-sama antara IAEA, ILO, NEA (OECD), WHO, PAHO dan FAO menjadi dasar untuk menyatukan pandangan dalam masalah keselamatan radiasi ini⁷. Untuk mencapai tingkat keselamatan maksimum dalam penggunaan teknik nuklir ini, ICRP menekankan pada tiga azas proteksi radiasi⁴, yaitu :

1. Azas Jastifikasi, yaitu setiap kegiatan yang dapat mengakibatkan paparan radiasi hanya boleh dilaksanakan setelah dilakukan pengkajian yang cukup mendalam dan diketahui bahwa manfaat dari kegiatan tersebut cukup besar dibandingkan dengan kerugian yang mungkin ditimbulkannya.
2. Azas Optimisasi, yaitu paparan yang berasal dari suatu kegiatan harus ditekan serendah-rendahnya dengan mempertimbangkan faktor ekonomi dan sosial.
3. Azas Pembatasan Dosis Perorangan, yaitu dosis yang diterima oleh seseorang dalam menjalankan tugas/kegiatan tidak boleh melebihi nilai batas yang telah ditetapkan.

Tujuan dari optimisasi proteksi adalah untuk mendapatkan hasil optimum yang meliputi kombinasi penerimaan dosis yang rendah, baik individu maupun kolektif, minimnya risiko dari pemaparan radiasi yang tidak dikehendaki, serta biaya yang murah^{4,7}. Setiap kegiatan yang memerlukan tindakan proteksi, terlebih dahulu harus dilakukan analisa optimisasi proteksi yang sangat menekankan pada pertimbangan faktor-faktor ekonomi dan sosial, dan tidak semata-mata

menekankan pada rendahnya penerimaan dosis radiasi dengan menempuh jalan apapun.

Program optimisasi untuk menekan penerimaan dosis radiasi yang tidak dikehendaki perlu dilakukan mengingat sebagian besar kasus medis memerlukan diagnosa lebih lanjut melalui pemotretan dengan sinar-X. Program optimisasi proteksi menjadi sangat penting mengingat luasnya pemanfaatan pemeriksaan foto thoraks dalam bidang kesehatan. Pemerintah misalnya, merencanakan untuk melengkapi dengan pesawat sinar-X diagnostik di masa mendatang pada setiap Pusat Kesehatan Masyarakat (puskesmas) setingkat kecamatan di seluruh Indonesia. Kegiatan ini dapat meningkatkan dosis kolektif pada masyarakat yang cukup berarti apabila tidak diimbangi dengan program proteksi radiasi yang memadai. Pemeriksaan foto thoraks juga dikaitkan dengan program penerimaan pegawai baru pada suatu instansi, terutama instansi pemerintah yang mewajibkan calon pegawai untuk melengkapi data kesehatannya dengan pemeriksaan foto thoraks. Peningkatan dosis kolektif ini tentu akan memperbesar peluang munculnya efek negatif oleh radiasi pengion terhadap

kesehatan masyarakat. Karena itu, perlu difikirkan langkah-langkah antisipasi untuk menghindari kemungkinan munculnya efek tersebut.

Ada tiga kelompok manusia yang mempunyai peluang terpapar radiasi pengion sehubungan dengan pemanfaatan teknik nuklir di bidang kesehatan, yaitu para pekerja yang mengoperasikan pesawat, pasien yang menjalani pemeriksaan dan anggota masyarakat yang kebetulan berada di tempat kegiatan. Ada tiga azas proteksi radiasi yang seringkali dipakai untuk menekan penerimaan dosis radiasi baik untuk pekerja maupun masyarakat umum, yaitu : pengaturan jarak, waktu penyinaran dan penggunaan penahan radiasi.

Untuk pekerja dan masyarakat juga berlaku pembatasan penerimaan dosis tahunan. Namun untuk pasien yang menjalani penanganan dengan radiasi, pembatasan dosis tidak berlaku. Meskipun demikian, tidak berarti pasien dapat disinari dengan dosis berapapun tanpa memperhatikan aspek keselamatan bagi pasien itu sendiri. Untuk keperluan perlindungan radiologis bagi pasien yang mendapat penanganan medis dengan teknik nuklir diberlakukan azas optimisasi. Namun banyak indikasi yang

menunjukkan bahwa aspek keselamatan radiologis pasien belum mendapatkan perhatian serius. Dalam makalah ini akan dibahas lebih lanjut mengenai penerapan azas optimisasi proteksi dalam kegiatan radiodiagnostik.

III. PEMBAHASAN

Optimisasi proteksi mempunyai peran yang sangat besar dalam menunjang suksesnya program pemanfaatan teknik nuklir untuk maksud-maksud damai. Dengan azas optimisasi, banyak masalah kesehatan dapat dipecahkan dengan teknik nuklir tanpa menimbulkan efek yang berarti terhadap jaringan normal tubuh manusia. Optimisasi proteksi mencakup beberapa kegiatan^{4,7}, yaitu : (1) Penentuan kondisi radiologi sebelum memulai suatu pekerjaan yang dapat mengakibatkan terjadinya paparan radiasi pada manusia. (2) Perencanaan operasi agar dosis individu maupun kolektif dapat ditekan serendah mungkin dengan menghindari terjadinya penyinaran yang tidak diperlukan. (3) Penggunaan peralatan maupun perlengkapan yang memadai, serta (4) Mengikuti prosedur (baik prosedur penggunaan peralatan maupun prosedur kerja) yang telah disusun dan ditetapkan.

a. Aspek Fisika Sinar-X

Berkaitan dengan kondisi pesawat sinar-X radiodiagnostik, ada tiga parameter pengoperasian pesawat sinar-X yang sangat berpengaruh terhadap penerimaan dosis radiasi oleh pasien, yaitu tegangan puncak (kVp), intensitas keluaran pesawat dan lama penyinaran. Kualitas maupun energi sinar-X biasanya dinyatakan dalam bentuk nilai tegangan yang digunakan dalam tabung pesawat⁹. Semakin besar tegangan tabung akan semakin tinggi energi sinar-X yang dipancarkannya. Tabung yang dioperasikan pada tegangan puncak (kVp) 400.000 Volt (400 kilo Volt) misalnya, biasanya dinyatakan dengan kVp : 400 kV. Energi maksimum sinar-X yang dihasilkan oleh pesawat tersebut adalah 400 keV.

Hanya sebagian kecil keluaran sinar-X yang mencapai energi maksimum, sedang sebagian besarnya memiliki energi yang lebih rendah¹⁰. Pada saat berkas elektron menabrak target, sebagian besar energi elektron hilang dalam bentuk panas, sebagian energi lainnya hilang untuk memproduksi sinar-X, namun ada pula kemungkinannya semua energi kinetik elektron tersebut diubah menjadi foton sinar-X¹⁰. Dalam beberapa kasus, hanya

sebagian kecil fraksi sinar-X dengan energi tertentu yang dapat dimanfaatkan, sedang fraksi sisanya dengan energi lebih rendah seringkali tidak diperlukan¹¹. Untuk keperluan radiografi medis misalnya, fraksi sinar-X dengan energi sangat rendah tidak akan memberikan kontribusi terhadap hasil proses radiografi, tetapi dapat memberikan tambahan dosis radiasi yang sebetulnya tidak diperlukan. Untuk memperkecil penerimaan dosis radiasi oleh pasien dalam pemeriksaan dengan sinar-X, pada jendela tempat keluarnya sinar-X (*focal spot*) biasanya diberi filter Al dengan ketebalan tertentu sebagai filter bawaan pesawat (*inherent filter*). Filter ini akan menyerap sinar-X berenergi sangat rendah (*soft X-Rays*), namun tetap meneruskan sinar-X berenergi lebih tinggi yang bisa dimanfaatkan untuk radiografi medis¹².

Parameter kedua yang berpengaruh terhadap besar kecilnya dosis radiasi yang diterima pasien adalah intensitas keluaran sinar-X. Intensitas sinar-X ini ditentukan oleh arus listrik (I) yang mengalir dalam filamen yang nilainya biasanya berorde mili Ampere (mA). Semakin tinggi I akan semakin tinggi intensitas sinar-X yang dipancarkan. Namun peningkatan nilai I

ini tidak akan mengubah kualitas sinar-X yang keluar dari pesawat. Parameter ketiga adalah lama penyinaran (t) dalam setiap kali pemeriksaan. Penyinaran ini biasanya berlangsung dalam orde detik(s). Semakin lama penyinaran akan semakin besar dosis radiasi yang diterima. Untuk keperluan praktis, dua parameter terakhir ini biasanya digabung dalam bentuk perkalian antara I dan t dengan satuan mA.s.

b. Penentuan Kondisi dan Perencanaan Operasi

Dalam kegiatan rutin pemanfaatan sinar-X untuk keperluan diagnostik, ketiga parameter fisika sinar-X seperti diuraikan di atas dapat diatur untuk mendapatkan kualitas gambar hasil pemeriksaan yang terbaik. Namun pencapaian kualitas tersebut harus juga diimbangi dengan upaya melakukan penekanan terhadap penerimaan dosis radiasi oleh pasien yang diperiksa. Dengan demikian perlu dicari kondisi optimum untuk penyinaran sehingga kedua kriteria tersebut dapat dipenuhi.

Sebagai contoh penerapan azas optimisasi proteksi melalui penentuan kondisi dan perencanaan operasi dalam kegiatan radiodiagnostik, dikemukakan di sini hasil penelitian yang dilakukan oleh Helfi Yuliati dkk¹³ yang

membandingkan terimaan dosis pasien dengan kondisi penyinaran yang berbeda. Kelompok pertama adalah pasien dengan berat badan antara 55-65 kg yang menjalani pemeriksaan foto thorax dengan kondisi operasi pesawat pada kVp 52-64 kV dan perkalian arus-waktu 12 – 16,3 mA.s Pemeriksaan pasien ini dilakukan pada kondisi kVp rendah dengan mA.s tinggi. Ada 10 pasien dalam kelompok pertama ini yang didata dengan penerimaan dosis radiasi bervariasi dari 0,145 mGy (52 kV/13,6 mA.s) hingga 0,202 mGy (56 kV/16,3 mA.s), dengan dosis rata-ratanya sebesar 0,168 mGy.

Kelompok kedua adalah pasien yang menjalani pemeriksaan foto thorax dengan kondisi operasi pesawat pada kVp 101-103 kV dan perkalian arus-waktu 2,3 – 3,3 mA.s. Pemeriksaan pasien ini dilakukan pada kondisi kVp tinggi dengan mA.s rendah, merupakan kebalikan dari kondisi pertama. Ada 9 pasien yang didata dengan dosis radiasi yang diterimanya bervariasi dari 0,109 mGy (102 kV/2,6 mA.s) hingga 0,177 mGy (102 kV/3,3 mA.s), dengan dosis rata-ratanya sebesar 0,136 mGy.

Dengan membandingkan data penerimaan dosis antara kelompok satu dan dua terlihat bahwa pengoperasian

pesawat Sinar-X diagnostik dengan kVp tinggi dan mA.s rendah dapat memperkecil penerimaan dosis radiasi oleh pasien yang menjalani pemeriksaan foto thorax. Dengan membandingkan dosis rata-ratanya, terdapat perbedaan dosis yang cukup signifikan dari kedua kondisi pengoperasian pesawat. Pengaturan kondisi operasi pesawat secara tepat dapat mengurangi penerimaan dosis oleh pasien rata-rata sebesar 0,032 mGy atau 3,2 mrad, yang berarti terjadi pengurangan penerimaan dosis radiasi sekitar 20 %, tingkat pengurangan yang cukup berarti ditinjau dari sudut proteksi.

Kekurang cermatan dalam penentuan kondisi operasi pesawat akan menyebabkan tingginya penerimaan dosis radiasi oleh pasien. Sebagai contoh di sini adalah hasil survei pengukuran terimaan dosis pasien dalam pemeriksaan foto thoraks di sebuah rumah sakit di Jakarta yang dilakukan oleh BAPETEN dalam kegiatan Pengkajian Pengawasan Keselamatan Radiologik di Fasilitas Radiologi Diagnostik dan Intervensional¹⁴. Dari hasil pengukuran diketahui bahwa penyinaran dengan kVp : 78 kV dan mAs : 16 (jenis penyinaran AP) memberikan dosis kepada pasien sebesar 2,983 mGy, sementara penyinaran

dengan kVp : 60 kV dan mAs : 4 (jenis penyinaran AP) memberikan dosis radiasi sekitar sepersepuluh lebih rendah dibandingkan kondisi penyinaran pertama, yaitu sebesar 0,242 mGy. Perbedaan dalam pemilihan serta penggunaan kVp dan mAs itu sendiri disebabkan oleh perbedaan tebal badan pasien yang biasanya hanya diperkirakan secara langsung berdasarkan berat atau kondisi tubuh pasien.

Dari contoh di atas, terlihat bahwa perbedaan dalam pemilihan parameter untuk penyinaran akan menyebabkan terimaan dosis pasien yang sangat jauh berbeda nilainya. Oleh sebab itu, penentuan kondisi dan perencanaan operasi memegang peranan cukup penting dalam upaya menerapkan azas optimisasi proteksi dalam kegiatan radiodiagnostik. Kecermatan dalam penentuan parameter pengoperasian alat dapat menekan penerimaan dosis radiasi yang sebetulnya tidak berpengaruh terhadap kualitas hasil radiodiagnostik, namun berpengaruh buruk terhadap kesehatan tubuh manusia.

c. Penggunaan Peralatan dan Perlengkapan yang Memadai

Salah satu pemanfaatan teknik radiodiagnostik dengan sinar-X yang

sangat luas adalah untuk pengambilan foto gigi. Dengan teknik ini, pemeriksaan kesehatan gigi dapat dilakukan dengan cara yang sangat praktis dan relatif mudah. Penggunaan radiasi dalam kegiatan radiodiagnostik gigi merupakan hal yang penting dalam membantu dokter gigi dalam mendiagnosa kelainan yang diderita pasien gigi. Namun di lain pihak, ada organ-organ/bagian tubuh tertentu yang kemungkinan ikut terpapar radiasi pada saat pengambilan foto gigi.

Penerimaan dosis radiasi oleh organ-organ tersebut sebetulnya tidak dikehendaki dan sedapat mungkin dihindari, karena penyinaran itu dapat memberikan dampak negatif terhadap tubuh manusia. Pada saat dilakukan pengambilan foto gigi, beberapa organ kritis perlu mendapat perhatian karena mempunyai potensi terkena paparan radiasi yang tidak diperlukan. Organ-organ kritis itu adalah : mata, kelenjar tiroid, rahang bawah, spina servikalis atau sumsum tulang belakang, kalvaria atau batok kepala bagian belakang dan gonad.

Keandalan sistem proteksi untuk pasien dalam kegiatan radiodiagnostik perlu dievaluasi setiap saat untuk menjamin agar pasien tidak menerima penyinaran radiasi yang pada prinsipnya

tidak diperlukan. Salah satu cara untuk mengevaluasinya adalah dengan melakukan pengukuran terimaan dosis radiasi pada organ-organ/bagian tertentu dari tubuh pasien yang tidak disinari secara langsung. Sistem proteksi dikatakan baik apabila bagian tubuh pasien yang bukan merupakan target penyinaran tidak mendapatkan paparan radiasi. Sebaliknya, jika ada bagian tubuh pasien di luar target penyinaran yang mendapatkan dosis radiasi, maka sistem proteksi radiasi bagi pasien dikatakan tidak optimal. Radiasi yang diterima bagian-bagian tubuh pasien itu dapat berasal dari radiasi hamburan balik maupun langsung dari pesawat karena sistem pemfokusan sinar-X yang kurang baik.

Hasil penelitian yang telah dilakukan oleh Helfi Yulianti dkk¹⁵ pada beberapa rumah sakit/poliklinik gigi menunjukkan bahwa bagian-bagian tubuh pasien yang menjalani pengambilan foto gigi menerima paparan radiasi dengan dosis yang relatif rendah. Namun karena bukan merupakan bagian dari sasaran irradiasi, maka paparan radiasi pada organ-organ tersebut harus dihindari. Upaya proteksi paling sederhana yang masih mungkin dilakukan oleh fihak rumah sakit adalah dengan

penggunaan apron oleh pasien pada saat pengambilan foto gigi.

Ada beberapa hal penting yang perlu mendapatkan perhatian serius dalam kegiatan radiodiagnosa. Pertama, sekecil apapun penerimaan dosis radiasi yang sebenarnya tidak dikehendaki sedapat mungkin harus dihindari. Kedua, karena hasil pengukuran menunjukkan adanya penerimaan dosis radiasi oleh organ yang bukan merupakan sasaran penyinaran, maka sistem proteksi bagi pasien yang menjalani pengambilan foto gigi masih perlu ditingkatkan. Ketiga, upaya pemberian proteksi kepada pasien harus dilakukan dengan cara yang wajar dan dapat dijangkau oleh fihak rumah sakit, sehingga hal itu sesuai dengan azas optimisasi proteksi.

Cara paling sederhana yang dapat ditempuh dalam upaya pemberian proteksi bagi pasien yang menjalani pengambilan foto gigi adalah dengan penggunaan pakaian pelindung radiasi (apron). Fasilitas ini umumnya tersedia di rumah sakit yang memiliki fasilitas radiodiagnostik dengan sinar-X. Dengan menggunakan apron ini dapat dilakukan pengurangan atau penurunan terimaan dosis pada organ-organ kritis yang seharusnya mendapatkan perlindungan dari bahaya radiasi. Namun

kenyataannya hingga saat ini penggunaan apron tersebut di rumah sakit pada umumnya tidak dibiasakan, baik bagi pasien maupun operator pesawat sinar X, dengan alasan tidak praktis karena cukup berat sehingga menghambat jalannya pekerjaan.

Meski ada bagian-bagian tertentu dari tubuh pasien yang sangat sulit atau bahkan tidak mungkin untuk dilindungi karena letaknya yang demikian spesifik terhadap target penyinaran, seperti bagian rahang bawah dan kalvaria, namun dengan penggunaan apron ini, penerimaan dosis radiasi yang sebenarnya tidak dikehendaki oleh organ-organ tubuh paling tidak dapat dikurangi, seperti penurunan terimaan dosis radiasi oleh bagian mata dan kelenjar tiroid. Untuk beberapa organ, terimaan dosis radiasinya bahkan dapat dihindari dengan penggunaan apron, seperti penerimaan dosis radiasi oleh bagian spina servikalis dan gonad. Dengan demikian, kegiatan radiodiagnostik dapat memberikan manfaat yang besar dengan risiko ikutannya dapat ditekan serendah mungkin atau dihilangkan sama sekali. Penggunaan peralatan dan perlengkapan proteksi radiasi yang memadai dapat menekan penerimaan dosis radiasi yang

sebetulnya tidak diperlukan, sehingga kegiatan radiodiagnostik akan memenuhi azas optimisasi proteksi.

d. Mengikuti Prosedur

Masalah prosedur terkait dengan masalah teknis dan non-teknis. Prosedur yang berkaitan dengan cara penggunaan peralatan proteksi radiasi, perawatan dan kalibrasi alat adalah masalah teknis. Namun kemauan pekerja untuk menaruh perhatian terhadap prosedur kerja maupun teknik penggunaan peralatan yang telah disusun, kemauan pekerja untuk bekerja mengikuti prosedur yang telah ditetapkan dan sebagainya, merupakan masalah non-teknis yang lebih banyak berkaitan dengan pemahaman pekerja terhadap aspek keselamatan.

Untuk keperluan medis, sumber radiasi (termasuk di dalamnya pesawat sinar-X) sudah didesain sedemikian rupa sehingga aman untuk digunakan selama kaidah-kaidah keselamatan yang berhubungan dengan alat itu dipenuhi. Meskipun demikian, peluang terjadinya penerimaan dosis radiasi yang tidak diperlukan, baik oleh operator, pasien maupun masyarakat umum masih tetap ada. Berbagai upaya harus dilakukan sesuai dengan aturan yang berlaku untuk mengurangi atau meniadakan risiko

tersebut, salah satunya adalah dengan menerapkan budaya keselamatan.

Istilah budaya keselamatan (*safety culture*) diperkenalkan oleh para ahli yang tergabung dalam INSAG (*International Nuclear Safety Advisory Group*), yaitu suatu badan penasehat yang bertugas membantu Direktur Jenderal Badan Tenaga Atom Internasional (IAEA) dalam masalah-masalah keselamatan nuklir¹⁶. Budaya keselamatan merupakan konsep baru yang diperkenalkan dalam bidang keselamatan nuklir. Budaya keselamatan pada dasarnya merupakan aturan-aturan sikap dan tingkah laku untuk mewujudkan tercapainya sistem keselamatan kerja. Tidak adanya budaya keselamatan dapat mengakibatkan terjadinya penerimaan dosis radiasi yang sebetulnya bisa dihindari. Masalah budaya keselamatan pada suatu instalasi nuklir (termasuk di dalamnya adalah sumber-sumber radiasi untuk kegiatan medis) sering mendapatkan perhatian yang serius karena kesalahan kerja pada instalasi ini dapat berdampak fatal.

Budaya keselamatan ini dikembangkan berdasarkan banyaknya pengalaman maupun kenyataan bahwa penyebab terjadinya paparan radiasi yang tidak dikehendaki umumnya

disebabkan oleh kesalahan manusia (*human error*) termasuk keteledoran. Budaya keselamatan terutama berkaitan dengan unjuk kerja perorangan. Oleh sebab itu, setiap pekerja memikul tanggungjawab yang berat dalam masalah keselamatan radiologis. Optimisasi proteksi dalam kegiatan radiodiagnostik dapat dicapai dengan memperhatikan aspek budaya keselamatan para pekerja. Dalam hal ini, budaya keselamatan dipandang sebagai salah satu prinsip manajemen utama yang mengacu pada dedikasi personil dan tanggungjawab semua orang yang terlibat dalam kegiatan yang berkaitan dengan keselamatan instalasi nuklir.

Budaya keselamatan berkaitan dengan sikap, tingkah laku dan kemampuan pekerja yang perlu dibina agar memiliki kesadaran dan tanggapan yang tinggi terhadap keselamatan kerja. Personil yang terlibat dalam suatu pekerjaan harus siap dan mampu mengantisipasi problem sebelum terjadi, merasakan gejala-gejala yang muncul, mengambil tindakan yang sesuai untuk menyelesaikan permasalahan atau memperkecil konsekwensinya. Lingkungan kerja yang baik serta dukungan yang memadai dari sistem manajemen juga sangat diperlukan untuk

mewujudkan program tersebut. Peraturan-peraturan yang ketat dan ditegakkan dapat memacu sikap menuju ke arah tercapainya budaya keselamatan para pekerja radiasi.

Keberadaan radiasi pengion tidak dapat langsung dikenali oleh sistim panca indera manusia. Oleh sebab itu perlu adanya pembekalan berupa pengetahuan tentang risiko radiasi. Pembekalan pengetahuan ini bisa berupa kursus proteksi radiasi maupun keselamatan kerja secara umum. Pembinaan dan pengembangan sumberdaya manusia adalah syarat mutlak dalam rangka mendukung upaya pemanfaatan tenaga nuklir dengan tingkat keselamatan yang tinggi. Budaya keselamatan mempersyaratkan agar semua kewajiban yang berkaitan dengan keselamatan harus dilaksanakan secara benar, seksama dan penuh rasa tanggungjawab. Terciptanya budaya keselamatan pada setiap individu pekerja radiasi merupakan modal utama untuk mewujudkan program optimisasi proteksi di rumah sakit yang memiliki fasilitas radiodiagnosa, radioterapi maupun pelayanan kedokteran nuklir.

d. Masalah di Indonesia

Masalah optimisasi proteksi dalam kegiatan radiodiagnosa di Indonesia belum tertangani secara

optimal. Jika beberapa contoh kasus terimaan dosis dalam kegiatan radioadiagnostik seperti dikemukakan sebelumnya dapat digeneralisir untuk sekedar mendapatkan gambaran mengenai pelaksanaan radiodiagnostik di Indonesia, maka dapat dikatakan bahwa pasien yang menjalani pemeriksaan dengan radiasi belum mendapatkan perlindungan radiologis yang maksimal.

Indikasi lain yang menunjukkan kurangnya perhatian terhadap masalah optimisasi proteksi adalah laporan Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN) yang menemukan banyaknya pesawat sinar-X yang dioperasikan tanpa ijin, atau ijinnya sudah kadaluwarsa¹⁷. Pada kesempatan yang lain BAPETEN juga memaparkan bahwa dari 916 fasilitas kesehatan yang menggunakan teknik nuklir di berbagai rumah sakit, hanya 432 fasilitas radiasi yang memiliki ijin¹⁸. Sementara itu, dari Departemen Kesehatan juga dilaporkan bahwa sekitar 40% instrumen medis yang dipakai di pusat-pusat pelayanan kesehatan di seluruh Indonesia belum dikalibrasi¹⁹.

Bertitik tolak dari kenyataan tersebut di atas, terlihat masih adanya pekerjaan besar dalam penerapan azas optimisasi dalam pemanfaatan teknik nuklir di bidang kesehatan di Indonesia.

Fihak-fihak yang bekompeten seperti Badan Tenaga Nuklir Nasional (BATAN), Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN) dan Departemen Kesehatan Republik Indonesia, ditantang untuk dapat meningkatkan perannya dalam meningkatkan sistem keselamatan dalam pemanfaatan teknik nuklir di Indonesia maupun dalam penelitian-penelitian yang terkait dengannya. Dengan demikian, pemanfaatan teknik nuklir di bidang kesehatan di Indonesia dapat memenuhi azas optimisasi.

IV. KESIMPULAN

Optimisasi proteksi memiliki peran sangat strategis dalam hampir setiap kegiatan yang memanfaatkan teknik nuklir. Penerapan azas optimisasi proteksi sangat diperlukan untuk memberikan perlindungan radiologis bagi pasien yang menjalani pemeriksaan medis dengan radiodiagnostik, serta untuk mendapatkan hasil yang optimal dalam kegiatan tersebut. Masalah optimisasi proteksi harus mendapatkan perhatian khusus dalam kegiatan radiodiagnostik, karena belum optimalnya peran optimisasi dalam kegiatan ini. Bahkan untuk beberapa kasus, masalah ini masih diabaikan oleh para praktisi kesehatan di Indonesia.

Kegiatan penelitian dan pengembangan masih harus digiatkan terutama untuk mengatasi berbagai permasalahan dalam penerapan azas optimisasi proteksi di bidang medis di Indonesia. Pemahaman yang baik mengenai parameter fisika sinar-X serta apresiasi terhadap budaya keselamatan bagi para pekerja merupakan bagian yang penting untuk mewujudkan program optimisasi proteksi di fasilitas nuklir. Keduanya harus terus-menerus ditingkatkan dan dibina dengan sistem manajemen keselamatan yang baik.

Selain upaya teknis, upaya yang sifatnya manajerial juga perlu ditempuh untuk dapat mengoptimalkan penerapan azas optimisasi dalam pemanfaatan teknik nuklir di Indonesia. Diperlukan adanya komitmen dari para pimpinan untuk menaruh perhatian yang tinggi terhadap masalah ini agar setiap pemanfaatan teknik nuklir dapat memberikan hasil yang optimal dengan risiko yang minimal. Perlu juga diupayakan agar para pengguna teknik nuklir menyadari pentingnya peran optimisasi proteksi baik untuk keselamatan dan kesehatan pasien, maupun untuk jaminan kualitas dari penggunaan teknik nuklir itu sendiri.

DAFTAR PUSTAKA

1. WOSPAKRIK, HJ., Dari Atomos Hingga Quark, Kepustakaan Populer Gramedia, Jakarta 12210 (Mei 2005).
2. ANONIM, A Brief History of Radiation, Los Alamos Science Number 23 (1995), pp. 116-123.
3. CHEMBER, H., Introduction to Health Physics, Pergamon Press, New York (1987).
4. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, ICRP Publication No. 60, Bethesda, USA (1990).
5. BEIR V, Health Effect of Exposure to Low Level of Ionizing Radiation, National Academy Press, Washington, D.C. (1990).
6. MARTIN, A. and HARBINSON, SA., An Introduction to Radiation Protection (3rd edition), Chapman and Hall, London (1986).
7. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Series No. 115, IAEA, Vienna (1995).
8. JIHU, Q., TISUE, T. and VOLKOFF, A., Atom for Peace, Targeting Technical cooperation for Result, *IAEA Bulletin*, Vol. 42 (1), Vienna, Austria (March 2000), pp. 2-7.
9. TAYLOR, JR. and ZAFIRATOS, CD., Modern Physics for Scientist and Engineers, Prentice Hall, Englewood Cliffs, New Jersey 07632 (1991).
10. YOUNG, H.D. and FREEDMAN, R.A., University Physics (9th edition), Addison-Wesley Publishing Company, New York (1998).
11. MASSEY, JB., Manual of Dosimetry in Radiotherapy, *Technical Report Series No. 110*, IAEA, Vienna (1970).
12. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Absorbed Dose Determination in Photon and Electron Beams – an International Code of Practice, *Technical Reports Series No. 277*, IAEA, Vienna (1987).
13. YULIATI, H. dan AKHADI, M., Optimisasi Proteksi dalam Pemeriksaan Foto Thorax, Prosiding Pertemuan dan Presentasi Ilmiah P3TM-BATAN, Yogyakarta (7-8 Agustus 2001), hal. 493-497.
14. BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR, Hasil Sementara kegiatan Pengkajian Pengawasan Keselamatan di Fasilitas Radiologi Diagnostik dan Intervensial, BAPETEN, Jakarta (2007)
15. YULIATI, H., AKHADI, M. dan SUYATI, Penerimaan Dosis Radiasi oleh Pasien Foto Gigi Panoramik, *Jurnal Kedokteran dan Farmasi Medika*, No. 4, tahun ke XXXI (April 2005), hal.216-221.
16. IAEA SS NO. 75-INSAG-4, Safety Culture, A Report by the International Nuclear Safety Advisory Group, IAEA, Vienna (1991).
17. BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR, Laporan Keselamatan Nuklir di Indonesia Tahun 1999, BAPETEN, Jakarta (Januari 2000).
18. PIKIRAN RAKYAT, Keamanan Alat Medis Nuklir Diragukan, Rabu, 1 Mei 2002.
19. REPUBLIKA, Banyak Peralatan Medis Belum Dikalibrasi, Senin, 21 Oktober 2002.

Tanya Jawab :

**1. Penanya : A. Sorot Sudiro
(PPGN-BATAN)**

Pertanyaan :

1. Bagaimana kalau penyinaran sinar-X yang dilakukan di rumah sakit pada foto gigi tidak menggunakan apron, apakah kita dapat melakukan *complain* pada pimpinan rumah sakit?
2. Bagaimana kita mengetahui kalau penyinaran sinar-X dapat mengenai mata, kelenjar lainnya yang tidak perlu di foto?

**Jawaban : Mukhlis Akhadi
(PTKMR – BATAN)**

1. Masalah tersebut memang belum mendapat perhatian yang serius dari pihak rumah sakit, idealnya pasien mendapatkan perlindungan radiologi yang memadai.
2. Untuk penerimaan radiasi dosis rendah tidak dapat dirasakan langsung oleh tubuh manusia. Penerima dosis radiasi itu baru terdeteksi kalau bagian tubuh kita dipasang dosimeter.

**2. Penanya : Yan Bony Marsahala
(PRSG-BATAN)**

Pertanyaan :

1. Data terakhir yang menggambarkan kondisi peralatan radiologi di Indonesia menjadi tanggungjawab siapa untuk memperolehnya ?
2. Apakah ada indikator yang menjelaskan bila suatu alat radiologi dikalibrasi atau tidak akan memberikan efek tertentu kepada pasien ?

3. Bagaimana tingkat perlindungan pasien bila ternyata suatu alat yang diperkirakan belum dikalibrasi ?

**Jawaban : Mukhlis Akhadi
(PTKMR – BATAN)**

1. Data mengenai keberadaan peralatan radiagnostik dapat diperoleh di BAPETEN.
2. Efek langsung terkait dengan penyinaran dalam radiagnostik tidak dapat dirasakan. Tetapi kalau penyinarannya memberi dosis berlebihan dapat memberikan efek tertunda terhadap tubuh.
3. Seharusnya alat yang tidak terkalibrasi tidak boleh digunakan, karena dikhawatirkan dapat memberikan dosis berlebih pada pasien.

**3. Penanya : Anthony Simanjuntak
(PRSG-BATAN)**

Pertanyaan :

1. 40 % Pesawat Sinar-X dikalibrasi, Apakah ada efek jika pesawat tidak dikalibrasi ?

**Jawaban : Mukhlis Akhadi
(PTKMR – BATAN)**

1. Efek yang dikhawatirkan adalah pasien akan mendapatkan paparan yang berlebihan, sehingga dapat berdampak buruk bagi kesehatan.

**4. Penanya : Bambang Purwanto
(PPGN-BATAN)**

Pertanyaan :

1. Berapa dosis maksimum untuk photo-thorax dalam satu bulan ?

2. Berapa besar dosis sekali dilakukan photo thorax ?

**Jawaban : Mukhlis Akhadi
(PTKMR – BATAN)**

1. Dosis yang diterima pasien bergantung pada jenis pemeriksaan.
2. Sekali penyinaran pasien bisa menerima dosis radiasi sekitar 25 mRem.

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

Pertanyaan :

1. Dari kasus yang saudara amati (kasus penyinaran pada gigi) adanya paparan yang tidak diinginkan pada penyinaran mata, dll. (terbukti dari TLD yang dipasang pada bagian tersebut) apa saran saudara terhadap klinik tersebut, Bagaimana realisasi proteksi radiasi untuk radiodiagnostik di Luar Negeri?

**Jawaban : Mukhlis Akhadi
(PTKMR – BATAN)**

1. Seharusnya pasien yang mengalami pemeriksaan radiodiagnostik memakai apron untuk menghindari penerimaan dosis yang tidak diperlukan juga untuk melindungi bagian-bagian tubuh yang bukan merupakan target penyinaran.

**6. Penanya : Santosa Pujiarta
(PRSG-BATAN)**

Pertanyaan :

1. Menurut bapak upaya apa yang harus dilakukan supaya budaya keselamatan (*safety culture*) menjadi budaya bagi pekerja

radiasi dalam kaitannya dengan keselamatan nuklir.

**Jawaban : Mukhlis Akhadi
(PTKMR – BATAN)**

1. Adanya komitmen dari pekerja dan sistem manajemen untuk menegakkan budaya keselamatan dalam suatu instansi.
2. Adanya perhatian dan pembinaan dari suatu manajemen terhadap para pekerja.
3. Perlu dilakukan audit secara rutin.

**7. Penanya : Hafni Lissa Nuri
(PPGN-BATAN)**

Pertanyaan :

1. Menurut Bapak apakah optimisasi untuk peralatan Sinar-X di Indonesia sudah atau masih jauh dari ideal aman? Kalau masih jauh dari ideal mohon dijelaskan.

**Jawaban : Mukhlis Akhadi
(PTKMR – BATAN)**

1. Masih diperlukan pengkajian lebih lanjut untuk mengetahui bagaimana azas optimisasi diimplementasikan di rumah sakit.

kedokteran nuklir antara lain: Renografi, Renografi diuresis, Renografi kaptopril, dan Sintigrafi ginjal.^{1,5}

Renograf IR3 adalah alat hasil litbang BATAN untuk pemeriksaan fungsi ginjal. Pemeriksaan fungsi ginjal dalam sistem pelayanan kesehatan digunakan sebagai sarana *screening diagnostics*, dan sebagai sarana pemantauan fungsi ginjal hasil pengobatan atau tindakan medis. Sebagai sarana *screening diagnostics*, pemeriksaan fungsi ginjal diperlukan agar gangguan fungsi ditemukan lebih dini dan dapat diatasi sebelum menjadi kronis. Sebagai sarana pemantauan hasil pengobatan atau tindakan medis, pemeriksaan ini juga dapat menentukan response obat pada kasus tertentu di ginjal. Pemeriksaan dilakukan secara dinamik yaitu pemantauan distribusi radiofarmaka pada masing-masing ginjal. Hasil pemeriksaan berupa grafik renogram dan hasil perhitungan parameter tertentu yang mencerminkan fungsi masing-masing ginjal.

Diagnosis fungsi ginjal dapat juga dilakukan dengan menggunakan kamera gamma. Namun pemeriksaan dengan alat ini memerlukan biaya yang mahal. Hal ini disebabkan oleh biaya: investasi peralatan, pengadaan prasarana dan sarana serta operasional yang cukup

tinggi. Biaya pemeriksaan fungsi ginjal dapat ditekan dengan penggunaan perangkat renograf, sehingga dapat membantu masyarakat banyak. Hasil pemeriksaan dengan kamera gamma berupa: citra dinamik secara sekuensial, kurva renogram, dan parameter hasil perhitungan.^{1,5}

Rumah sakit Bethesda memerlukan alat renograf untuk pemeriksaan fungsi ginjal. Untuk menempatkan alat ini, pihak RS Bethesda melakukan kerja sama dengan BATAN. Dalam kerja sama ini akan diinstalasi perangkat renograf IR3 yang selanjutnya akan dilakukan uji kualitas (QC) serta cara perawatannya. Hasil yang diharapkan dari penempatan alat ini adalah terinstalnya alat renograf IR3 yang digunakan untuk pemeriksaan pasien.

II. TATA KERJA

Instalasi perangkat merupakan tahapan pemasangan suatu peralatan. Instalasi perangkat Renograf IR3 yang benar akan mempermudah tahapan pekerjaan selanjutnya.

Dalam melaksanakan instalasi ini perlu memperhatikan:

1. Petunjuk instalasi bagian: mekanik, elektronik, dan perangkat lunak

2. Tata ruang tempat instalasi perangkat.
3. Peralatan bantu yang digunakan.

7. *Printer*
8. Detektor
9. Kabel roll

III. PERLENGKAPAN BAHAN DAN PERALATAN

Ruangan periksa pasien:

1. Ukuran minimal (3 m x 4 m)
2. Suhu ruang (21 °C – 27 °C)
3. Kelembaban (60 % – 80 %)
4. Daya listrik terpasang PLN (220 Vac, 4 A)
5. Bebas debu, bahan kimia.

Sistem mekanik:

1. Statip detektor
2. Kolimator
3. Kursi / meja periksa pasien
4. Meja operator
5. Kursi operator
6. Meja preparasi isotop
7. Meja tempat pendaftaran pasien

Sistem elektronik:

1. Modul elektronik renograf IR3
2. Kabel detektor
3. Kabel power 220Vac
4. Kabel USB (*Universal Serial Bus*)
5. Komputer PC (*Personal Computer, keyboard, mouse, hub USB*)
6. Monitor PC

Sistem perangkat lunak:

1. Windows Xp SP2
2. RenoXp USB installer.
3. Driver Devasys USB

Sistem Peralatan Bantu:

1. *Toolkit*
2. Sumber standar ^{137}Cs , ^{131}I Hippuran
3. Osiloskop
4. Multi meter
5. Probe HV (*High Voltage*)
6. Buku Manual Perangkat lunak RenoXp USB
7. Buku Manual Operasi Periksa Renogram dengan alat Renograf IR3

IV. INSTALASI

Sistem mekanik:

1. Memasang dua buah kolimator pada statip detektor sesuai kedudukan masing-masing kanan dan kiri.
2. Memasang Preamp PA-14 pada soket detektor NaI(Tl) dan dilapisi aluminium foil. Ada dua buah preamp, dan dua buah detektor untuk kanan dan kiri.

3. Memasang detektor ke kolimator.
Ada dua buah detektor NaI(Tl).
Pasanglah detektor tersebut sesuai kedudukan masing-masing kanan dan kiri.
4. Hal-hal yang perlu diperhatikan dalam pemasangan detektor. Detektor jangan sampai terbentur atau jatuh. Detektor dilapisi aluminium foil untuk memperbaiki grounding antara preamp dan detektor. Pemasangan detektor dilakukan dengan hati-hati dan dibaut pada bagian preampnya.

Pengaturan tata letak ruangan:

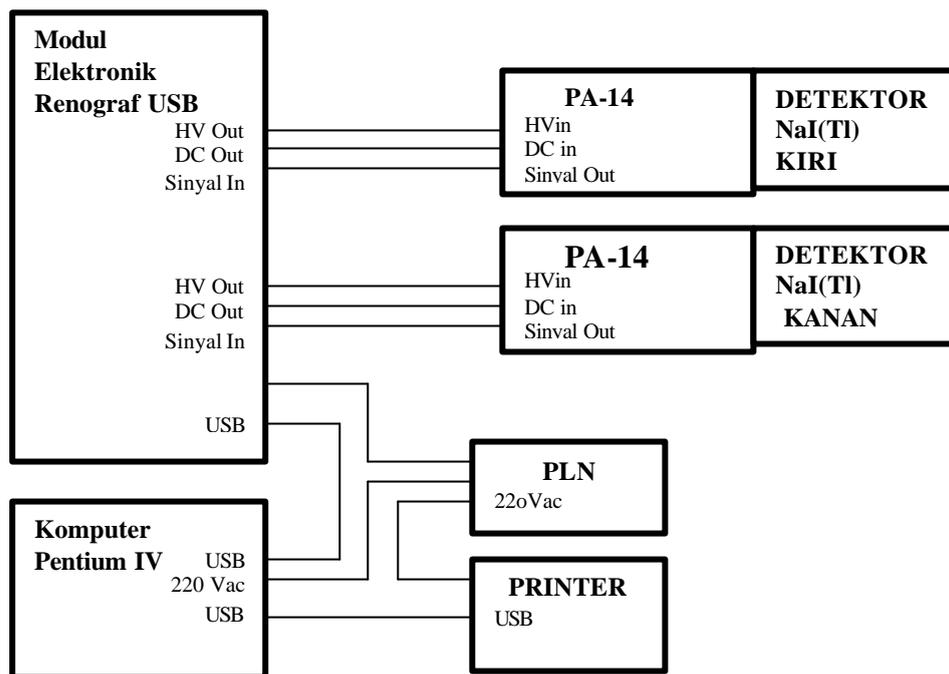
Pengaturan tata letak ruang menentukan keindahan dan kenyamanan dalam bekerja serta selalu memperhatikan keselamatan kerja. Pengaturan tersebut meliputi posisi^{1, 4}:

1. Kursi / meja periksa pasien
2. Meja dan kursi operator
3. Statip detektor
4. Sistem pengkabelan daya listrik PLN (roll kabel).
5. Tempat preparasi isotop

6. Tempat konsultasi dokter
7. Tempat pendaftaran pasien

Sistem elektronik:

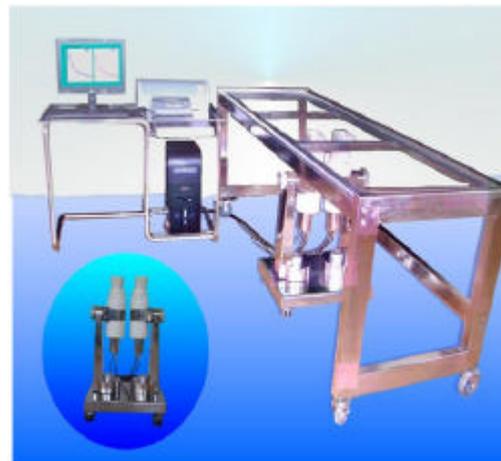
1. Meletakkan peralatan komputer, printer, modul elektronik di atas meja operator
2. Memasang kabel detektor kiri dan kanan sesuai koneksi detektor ke modul elektronik. Kabel tersebut terdiri dari kabel tegangan tinggi (HV), kabel Sinyal (S), kabel catu daya (DC)
3. Memasang kabel USB dari modul elektronik ke komputer.
4. Memasang kabel power jala-jala 220 Vac yang meliputi komputer (CPU), monitor, printer, dan modul elektronik renograf.
5. Memeriksa kembali seluruh konektor telah tersambung dengan benar dan kencang. Instalasi sistem elektronik diperlihatkan pada Gambar 1.



Gambar 1. Instalasi Perangkat Renograf IR3 ^[1]

Instalasi perangkat lunak:

Instalasi perangkat lunak mengikuti sesuai buku manual operasi perangkat lunak RenoXp USB. Caranya sebagai berikut: Masukkan CD program instaler renogramXp USB. Start menu windowsXp, pilih dan klik RUN, pilih file Setup.Exe pada CD, klik Ok. Selanjutnya ikuti perintah yang muncul sampai selesai. Selanjutnya Install driver Devasys USB. Perangkat renograf IR3 dengan tempat tidur pasien diperlihatkan pada Gambar 2.



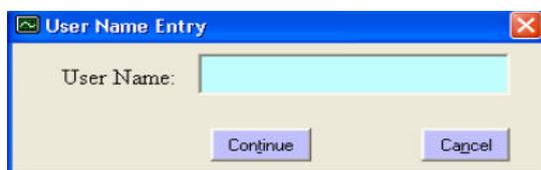
Gambar 2. Renograf IR3 dengan tempat tidur pasien

V. PENGUJIAN AWAL

Pengujian awal ini dimaksudkan untuk mengetahui bahwa perangkat renograf IR3 telah diinstalasi dengan benar dan siap digunakan untuk pemeriksaan pasien. Untuk selanjutnya uji alat dilakukan setiap hari pada saat menghidupkan komputer.

Cara pengujian:

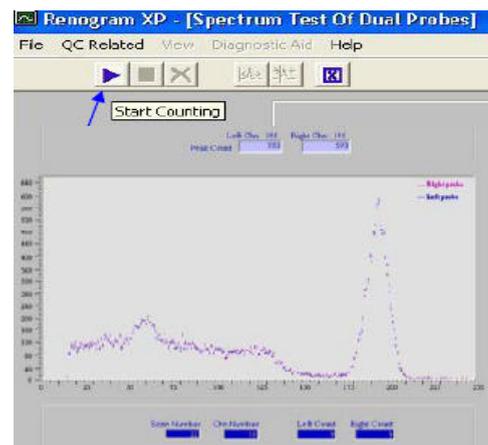
1. Menghidupkan komputer. Secara otomatis printer dan modul elektronik renograf IR3 akan hidup dan dikenal oleh komputer. Lihat led indikator printer dan modul elektronik renograf menyala. Demikian juga dengan kipas pendingin yang berada di dalam modul.
2. Menjalankan perangkat lunak reno Xp USB. Komputer akan mendeteksi modul devasys USB. Selanjutnya Klik **ok**.
3. Mengisi nama operator



Gambar 3. Tempat pengisian nama pengguna

4. Melakukan **Quality Control** alat

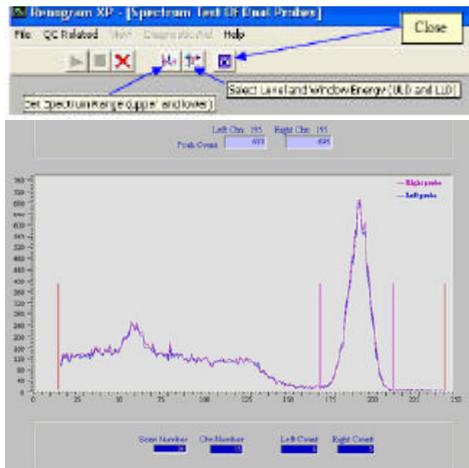
- Letakkan 30 μCi hingga 50 μCi sumber ^{131}I hipuran dengan jarak 30 cm di depan kedua detektor.
- Melakukan *quality control* (QC) yang meliputi: cek spektrum, pengaturan lebar jendela energi dan *chi-square test*.
- **Uji spektrum isotop**
 - Clik icon **start** counting dan tunggu sampai didapat spektrum. Stop counting dengan clik icon **stop** counting.



Gambar 4. Hasil pengecekan spektrum isotop

- **Mengatur/ setting lebar jendela pengukuran.**

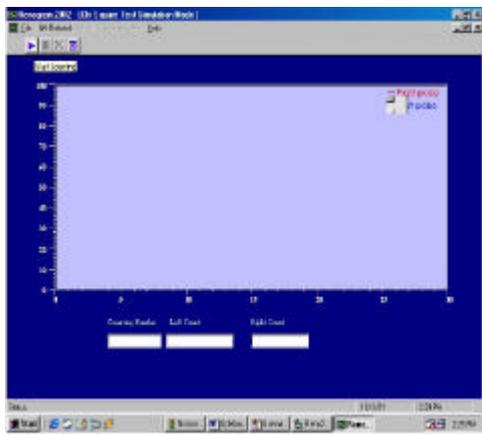
Setelah didapat spektrum, dilakukan pengaturan lebar jendela pengukuran (LLD dan ULD) dengan cara clik icon **set LLD** dan **ULD**. Selanjutnya tutup dengan clik icon **close**.



Gambar 5. Pengaturan lebar jendela pengukuran.

- Melakukan *chi-square test*.^{2,3}

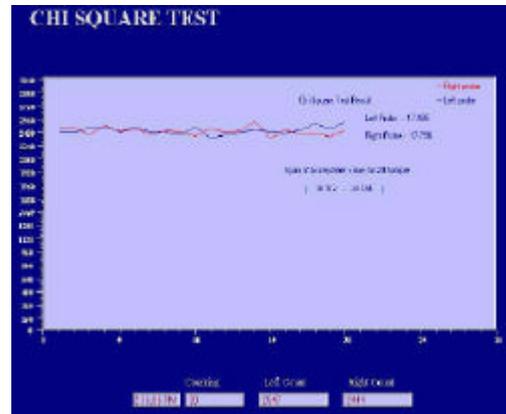
Setelah jendela pengecekan spektrum ditutup, tampilan monitor berubah seperti Gambar 6.



Gambar 6. Tampilan *chi-square test*

Dengan posisi isotop yang sama seperti pengukuran spectrum, tekan icon **start counting** untuk memulai pengujian *chi-square test*. Setelah komputer melakukan 20 kali pencacahan, akan

ditampilkan hasil *chi-square test* pada Gambar 7.

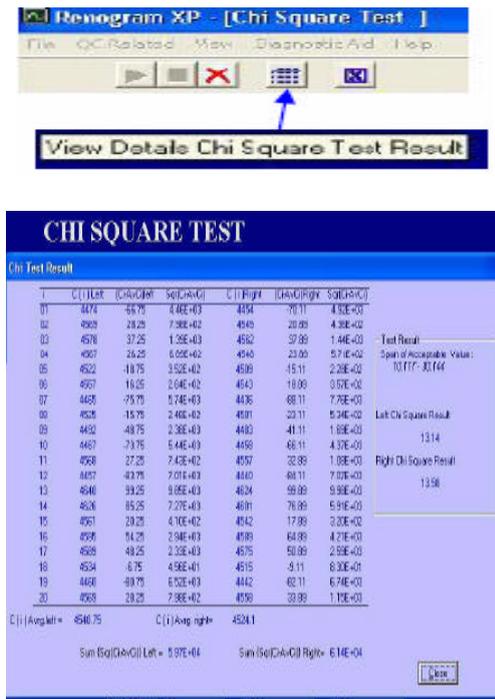


Gambar 7. Tampilan hasil *chi-square test*.

Untuk menampilkan hasil *chi-square test* secara rinci tekan icon **View detail**.

- **Chi square test result.**

Klik icon **View detail chi**, maka akan terlihat tampilan hasil *chi test* secara rinci. Tampilan data *chi-square test* secara rinci diperlihatkan pada Gambar 8.



Gambar 8. Tampilan Tabel *chi-square test*.

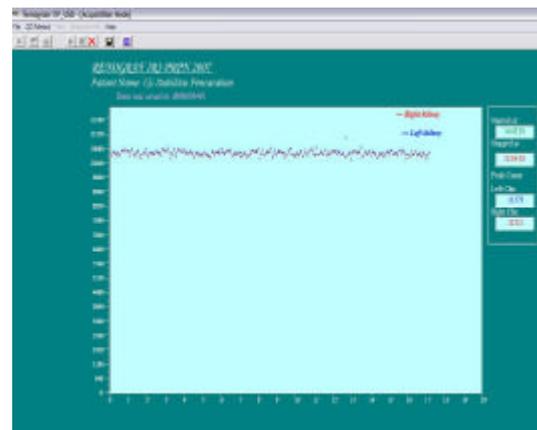
Alat dapat digunakan untuk pemeriksaan pasien apabila *Quality Control* dapat dipenuhi. Tetapi untuk mengedit dan analisis serta mencetak hasil pemeriksaan data pasien yang telah disimpan dapat dilakukan tanpa uji *quality control* dulu.

5. Melakukan uji stabilitas pemantauan

Pengujian ini dilakukan dengan menjalankan subprogram pemeriksaan pasien baru. Isotop yang digunakan dalam hal ini ^{131}I 50 uCi. Meletakkan isotop 30 cm di depan detektor. Atur kedua kolimator mengarah ke isotop tersebut dengan jarak yang sama. Melakukan langkah sebagai berikut:

- Klik icon *New Pasien*

- Isi data pasien untuk untuk uji pemantauan
- Klik icon *start Counting* untuk memulai pengambilan data stabilitas pemantauan.

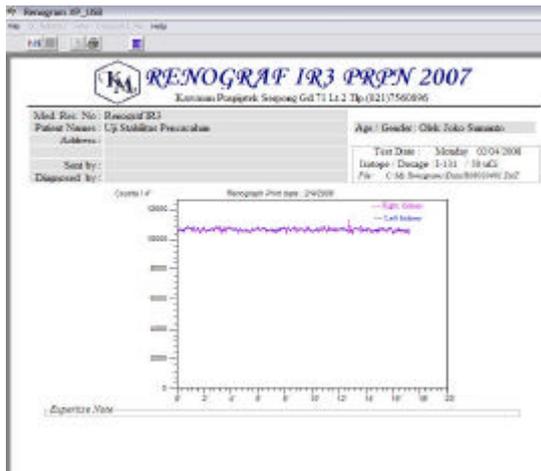


Gambar 9. Tampilan hasil pemantauan

- Setelah 18 menit, stop pemantauan dengan menekan icon *Stop Counting*
- Simpan data hasil pemantauan dengan menekan icon *save*
- Kembali ke menu utama
- Pembacaan file data hasil pemantauan dengan menekan icon *Open File*.
- Klik *drive C*, kemudian pilih direktori *My Renogram* dan sub direktori *Data*. File data yang tersimpan siap ditampilkan. Pilih data hasil pemantauan tersebut dengan (*double click*). Pada layar akan tampil grafik data hasil uji stabilitas pemantauan.

- Klik icon **Print preview** untuk mempersiapkan mode tampilan yang akan dicetak.
- Selanjutnya tekan icon **Print**, maka hasil uji pemantauan akan dicetak oleh printer.

Setelah QC selesai, alat digunakan untuk demo pemeriksaan fungsi ginjal. Pasien yang diperiksa adalah pasien yang mengalami gangguan fungsi ginjalnya sebanyak 20 orang.



Gambar 10. Cetak hasil uji pemantauan

VI. HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil yang diperoleh berupa perangkat renograf IR3 yang telah diinstal di rumah sakit Bethesda Yogyakarta. Perangkat tersebut telah dilengkapi dengan program QC sebagai pedoman bahwa alat dapat digunakan untuk pemeriksaan pasien jika persyaratan QC dipenuhi. Hasil QC tersebut disajikan dalam Tabel 1.

Tabel 1. Uji Kualitas Alat (QC)

No.	Uji Kualitas	Hasil yang diinginkan	Hasil pengamatan/Terukur
1	Cek spectrum I-131 Hipp	Peak 360 - 370, FWHM= 7 % - 15 %	Left peak = 333, FWHM = 9,9 % Right peak = 364, FWHM = 10,8 %
2	Cek spectrum Tc-99m	Peak 138 - 142, FWHM= 12% - 15%	Tidak dilakukan
3	Setting Windows energi ¹³¹ I Hipp	(LLD = 240, ULD = 420)	(LLD = 309, ULD = 276 window dE =16 %
4	Setting Windows energi Tc-99m	(LLD = 105, ULD = 175)	Tidak dilakukan
5	Chi Test	(10,117 < Chi < 30,144)	Kiri = 21,753 Kanan = 20,863
6	Test estimasi dosis pasien	50 uCi = 5.000 cps	50 uCi = 5.000 cps
7	Stabilitas pemantauan	(stabil)	(stabil)

Hasil QC tersebut telah sesuai dengan yang diinginkan. Hal ini menunjukkan bahwa alat dapat digunakan

untuk pemeriksaan pasien. Disamping itu telah dilakukan demo uji klinis pemeriksaan pasien. Pasien yang diperiksa adalah pasien yang mengalami gangguan fungsi ginjal. Hasil pemeriksaan menunjukkan kesesuaian bahwa pasien mengalami gangguan fungsi ginjal, sehingga pasien masih perlu penanganan atau pengobatan lebih lanjut.

VII. KESIMPULAN

Telah dilakukan Instalasi perangkat renograf IR3 di RS. Bethesda Yogyakarta. Renograf tersebut diperlukan untuk pemeriksaan fungsi ginjal sebagai sarana penunjang diagnostik dini atau sebagai sarana pemantauan hasil pengobatan, tindakan medis. Hasil uji kualitas alat telah sesuai dengan yang diinginkan. Sedangkan hasil demo pemeriksaan menunjukkan kesesuaian bahwa pasien mengalami gangguan fungsi ginjal, sehingga pasien masih perlu penanganan atau pengobatan lebih lanjut. Hasil tersebut menunjukkan pula bahwa alat yang diinstal siap dioperasikan untuk pemeriksaan pasien.

DAFTAR PUSTAKA

1. SUMANTO, JOKO, 2008, Instalasi Perangkat Renograf IR3, Diklat Selingkung Instrumentasi

Kedokteran Nuklir, Pusdiklat Batan, Jakarta, 2008.

2. Anonim, 2003, Manual Perangkat Lunak RenoXp-USB, PRPN-BATAN, Jakarta.
3. IAEA TECDOC 602, 1991, Quality Control Of Nuclear Medicine Instruments, Nuclear Medicine Section IAEA, Vienna, Austria.
4. Manual Operasi, 2008, “ Prosedur Pengoperasian Renograf IR3”, PRPN-BATAN, Jakarta.
5. SUMANTO, JOKO, 2005, Petunjuk Pengoperasian Prototip Renograf Add-on Card Menggunakan Perangkat Lunak Reno 2002, Prosiding Pertemuan Jabatan Fungsional Pranata Nuklir, Pengawas Radiasi dan Teknisi Litkayasa XIV, PATIR-BATAN, JAKARTA.
6. GOGOT SUYITNO M. D., 2001, Hand Out IAEA Workshop RAS/4/017-005, Yangon-Myanmar, 2001.

Tanya Jawab :

1. **Penanya : Makmur Rangkyu (Pusdiklat – BATAN)**

Pertanyaan :

1. Apa keunggulan dan kelemahan Renograf IR3 hasil Litbang PRPN BATAN dibanding produk lain yang sejenis?
2. Selain di RS. Bethesda, sudah berapa banyak renograf hasil PRPN BATAN yang sudah digunakan di RS lain ? Apakah sudah pernah ada keluhan (komplain) dari konsumen ?

**Jawaban : Joko Sumanto
(PRPN – BATAN)**

1. Keunggulan dan kelemahan

Nama alat	Renograf	Kamera Gamma
Investasi alat	Murah	Relatif Mahal
Dosis Pasien :	Rendah	10x lebih besar
^{131}I Hipp :	25 μCi – 50 μCi	200 μCi – 300 μCi
$^{99\text{m}}\text{Tc}$ -DTPA :	100 μCi – 200 μCi	2000 μCi – 5000 μCi
Pengoperasian	Mudah	Tidak mudah
Perawatan	Mudah	Tidak mudah
Hasil pemeriksaan :	- Grafik renogram - Hasil perhitungan	- Grafik renogram - Hasil perhitungan - Imaging gambar tiap frame

2. - RS. Yangoon Myanmar
- RS. Fatmawati
- Rensa Medika
- RSPAD Gatot Subroto

**2. Penanya : Huriyatil Alfiah
(PTKMR – BATAN)**

Pertanyaan :

1. Sudah berapa lama alat Renograf IR3 dioperasikan di RS. Bethesda
2. Kemungkinan ada tidak rencana Litbang BATAN untuk RS lain dengan alat Renograf ini.
3. Kemudian QC berapa kali dilakukan dalam penggunaannya (berapa kali pengoperasian) baru dilakukan QC?

**Jawaban : Joko Sumanto
(PRPN – BATAN)**

1. Penginstalan dilakukan sekitar bulan April 2008 melalui kerja sama.
2. Masih menunggu proses sertifikasi Ditjen Yanmedik agar beroperasi secara komersial (klinik Kensa Medika Surabaya, RS. Dr. Sutomo Surabaya, RS. Telogorejo Semarang, dll.)

3. QC dilakukan 1 kali dalam sehari pada saat alat dihidupkan.

**3. Penanya : Eka Djatnika
(PTKMR – BATAN)**

Pertanyaan :

1. Apakah detektor (*probe* ginjal) pada tempat pasien tipe duduk dan berbaring terdapat perbedaan ?
2. Apakah penempatan detektor bisa mempengaruhi hasil?, bagaimana kita bisa mengetahui bahwa penempatan detektor tepat di belakang ginjal sedangkan letak anatomi tubuh/ginjal seseorang itu berbeda ?

**Jawaban : Joko Sumanto
(PRPN – BATAN)**

Jawaban :

1. Sejauh ini tidak ada perbedaan jika persyaratan pemeriksaan dipenuhi. Perbedaan timbul akibat faktor kenyamanan pasien. Kebanyakan pasien di rumah sakit dalam kondisi akut sehingga kurang nyaman jika posisi duduk (lelah) hal ini dapat merubah posisi detektor dengan ginjal.
2. Ya. Untuk renograf posisi detektor diarahkan pada posisi ginjal secara umum. Kelainan posisi ginjal dapat diketahui dengan kamera gamma.

**4. Penanya : Puji Widayati
(PRR – BATAN)**

Pertanyaan :

1. Pada uji coba spektrum $^{99\text{m}}\text{Tc}$, kenapa tidak dilakukan ?

2. Apakah IR3 yang diinstal di RS. Bethesda sudah memiliki ijin operasional ?
3. Kapan IR3 di RS. Bethesda dapat dimanfaatkan oleh pasien?

**Jawaban : Joko Sumanto
(PRPN – BATAN)**

1. Dikarenakan belum menyediakan pengadaan ^{99m}Tc sehingga tidak dapat dilakukan.
2. Untuk tahun 2003 sudah beroperasi dengan ijin BAPETEN tetapi tahun 2005 petugas PPR nya keluar (bekerja di tempat lain) sehingga oleh BAPETEN ditutup dan dicabut ijinnya. Tahun 2008 mulai dilakukan kerja sama lagi.
3. Tergantung manajemen RS. Bethesda.

**5. Penanya : Anung Pujiyanto
(PRR – BATAN)**

Pertanyaan :

1. Dimana letak murah dan praktisnya alat renograf ini ?

**Jawaban : Joko Sumanto
(PRPN – BATAN)**

1. Dengan alat sejenis : harga lebih murah, perawatan mudah, mudah

diinstall dan operasional mudah
(*user friendly*)

**6. Penanya : Sulaiman
(PRR – BATAN)**

Pertanyaan :

1. Apakah hasil diagnosa ginjal menggunakan renograf IR3 telah dapat membedakan dari gambar yang dihasilkan pasien yang gagal ginjal dan pasien yang ada batu ginjalnya ?

**Jawaban : Joko Sumanto
(PRPN – BATAN)**

1. Dapat membedakan fungsi ginjal, tetapi tidak dapat menggambarkan anatomi batu di dalam ginjal.

**7. Penanya : Gatot Setiawan
(PRR – BATAN)**

Pertanyaan :

1. Apakah hasil uji teknis pada renograf IR3 dapat ditingkatkan dalam bentuk gambar (seperti pada alat USG) bukan hanya dalam bentuk grafik?

**Jawaban : Joko Sumanto
(PRPN – BATAN)**

1. Tidak dapat

PREVENTIVE MAINTENANCE LEVEL 1

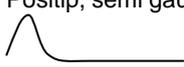
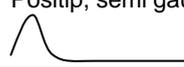
Nama Alat	: Renograf IR3
No. Inventaris	: Milik PRPN - BATAN
Merk/ tipe	: Batan / IR3 USB
Lokasi	: RS. Bethesda Yogyakarta
Perioda maintenance	: Minggu I Bulan April 2008
Istilah pengisian	F = Gagal, OK = Baik, -- = Tidak perlu

No.	Yang diperiksa	Normal	Keadaan (F / OK / --)
1	Kondisi Lingkungan: <ul style="list-style-type: none"> • Suhu Ruang • Kelembaban RH • Tegangan line • Contaminasi radiasi 	(21 °C – 27 °C) (60 % – 80 %) (220 Vac-223 Vac) (background ruang)	OK OK OK OK
2	Fisik perangkat alat: <ul style="list-style-type: none"> • Bersih dari debu, air, bahan kimia, bau dll. • Sambungan kabel (psu, USB, Detektor) • Sekerup kencang 	(bersih) (tersambung dgn benar) (Kencang)	OK OK OK
3	Uji Fungsi: <ul style="list-style-type: none"> • Hidupkan komputer • Led Indikator power • Kipas pendingin • Jalankan program RenoXp USB • Printer 	(Program window normal) (Menyala) (berputar normal) (Deteksi USB OK) (dapat mencetak)	OK OK OK OK OK
4	QC Alat: <ul style="list-style-type: none"> • Cek spectrum I-131 Hipp. • Cek spectrum Tc-99m • Setting Windows energi I-131 Hipp. • Setting Windows energi Tc-99m • Chi Test • Test dosis pasien • Stabilitas pemantauan 	peak 360-370, FWHM= 7% - 15 % peak 138 - 143, FWHM = % (LLD = 240, ULD = 420, (LLD = ----, ULD = ----, (10,117 - 30,144) 50 uCi = 5.000 cps (stabil)	OK OK ---- OK OK ---- OK

Tanda tangan :			
Tanggal :	2 April 2008	2 April 2008	2 April 2008
Nama :	Cukarya	Joko Sumanto, ST.	Dra. Wahyuni Z. Imran
Jabatan :	Operator	Penyelia	Ka.sub. Peralatan medik
Uraian :	Maintenance	Pengawas	Disetujui

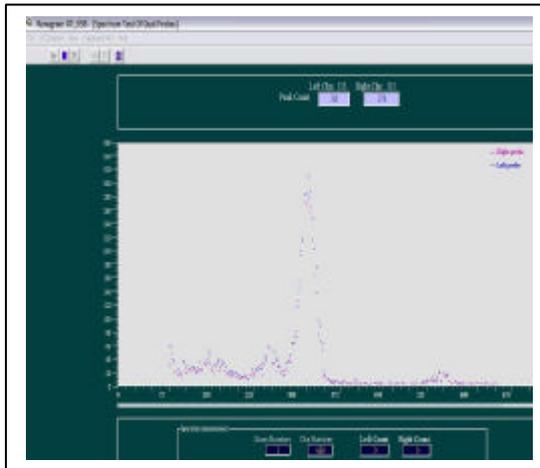
PREVENTIVE MAINTENANCE LEVEL 2

Nama Alat	: Renograf IR3		
No. Inventaris	:		
Merk/ tipe	: Batan / IR3 USB		
Lokasi	: PRPN - BATAN		
Perioda maintenance	: Bulan April 2008 (Triwulan 2)		
Alat bantu	: 1. Multimeter	3. Toolset	5. BNC tipe T
	: 2. Osiloskop	4. Kabel	

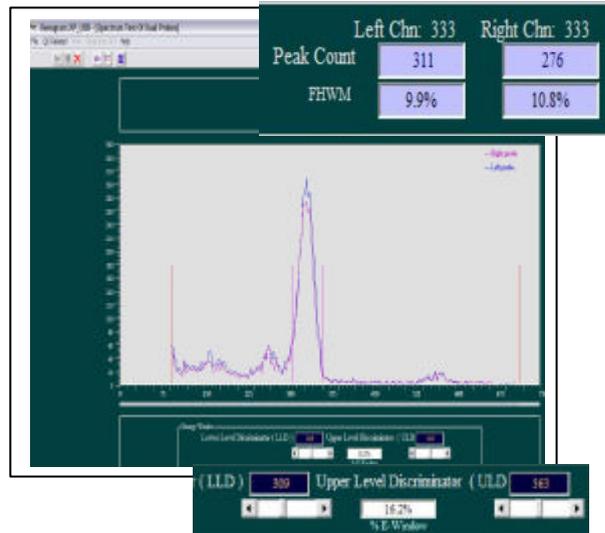
No.	Yang diperiksa	Data		Keterangan
		Standar	Hasil	
1	Cek Fisik:			
	Cassing elektronik	Tidak cacat	Tidak cacat	
	Sambungan konektor	Sesuai dan kencang	Sesuai dan kencang	
	PCB modul	Tidak cacat	Tidak cacat	
	Komponen	Tidak cacat	Tidak cacat	
	Pengkabelan	sesuai	sesuai	
2	Detektor	Tidak cacat	Tidak cacat	
	Pengukuran:			
	PSU DC	(+5 v, ±12V, Gnd)	(+5 v, ±12V, Gnd)	
	PSU HV	(800 V – 1000 V)	850 volt DC	
	Out Amplifier	Positip, semi gaussian 	Positip, semi gaussian 	
	Out SCA	TTI +5 volt	TTI +5 volt	
	Out ADDA I2C	0 s/d +2,5 volt	0 s/d +2,5 volt	
Out E dan dE	0 s/d +5 volt	0 s/d +5 volt		
3	Uji Fungsi:			
	Hidupkan komputer	(Program window normal)	(Program window normal)	
	Led Indikator power	(Menyala)	(Menyala)	
	Kipas pendingin modul	(berputar normal)	(berputar normal)	
	Jalankan program RenoXp USB	(Deteksi USB OK)	(Deteksi USB OK)	
4	Printer	(dapat mencetak hasil pemeriksaan renogram, terlampir)	(dapat mencetak hasil pemeriksaan renogram, terlampir)	
	QC Alat:			
	Uji spektrum	(Ada lampiran)	OK	
	Setting Windows energi I-131= 364 kev	(LLD = 240, ULD = 420 Ada lampiran gambar)	OK sesuai	
	Uji Chi Test	(10,117 - 30,144 Ada lampiran gambar dan perhitungan)	Ok diterima	
	Pengukuran dosis pasien	(50 uCi = 5.000 cps)	Ok	
Stabilitas pemantauan	(stabil, ada lampiran gambar pemantauan)	Stabil		

Tanda tangan :			
Tanggal :	2 April 2008	2 April 2008	2 April 2008
Nama :	Cukarya	Joko Sumanto, ST.	Dra. Wahyuni Z. Imran
Jabatan :	Teknisi Tk1	Penyelia	Ka.sub. Peralatan medik
Uraian :	Penguji	Pengawas	Disahkan

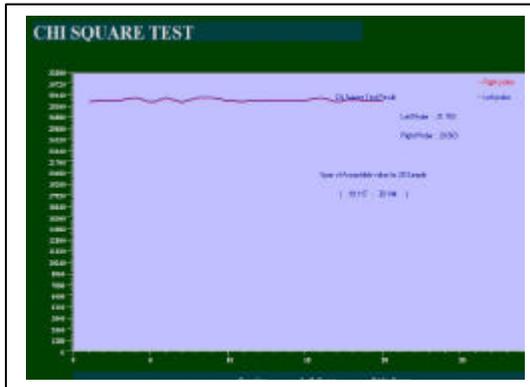
Lampiran 1: Hasil QC Alat Renograf IR3



Gb. 11. Tampilan hasil uji spektrum isotop



Gb 12. Tampilan hasil setting window energi



Gambar 13. Tampilan hasil uji chi



Gambar 14. Cetak hasil uji stabilitas pemantauan

CHI SQUARE TEST

Chi Test Result

RENOGRAF IR3 PRPN 2007
 Kawasan Puspptek Serpong Gd.71 Lt.2 Tlp.(021)7560896

Test Date: Monday 02/04/08
 Tested By: Joko Sumarto

i	C () Left	(C-Av)C Left	Sqr(C A-C)	C () Right	(C-Av)C Right	Sqr(C A-C)
01	28847	-165.46	2.74E+04	28766	-155.56	2.42E+04
02	29007	-5.46	2.98E+01	28947	25.46	6.48E+02
03	29017	4.54	2.06E+01	28938	16.45	2.71E+02
04	29297	294.54	8.70E+04	29211	289.45	8.38E+04
05	29744	269.46	7.21E+04	29629	282.56	7.98E+04
06	29226	213.54	4.56E+04	29137	215.45	4.64E+04
07	29764	-248.46	6.17E+04	29881	-240.56	5.79E+04
08	29249	235.54	5.55E+04	29151	229.45	5.26E+04
09	29209	296.54	8.79E+04	29198	226.45	7.64E+04
10	28917	-95.46	9.11E+03	28936	-85.56	7.32E+03
11	28679	-134.46	1.81E+04	28750	-131.56	1.73E+04
12	28995	-17.46	3.05E+02	28926	4.45	1.98E+01
13	28980	-32.46	1.05E+03	28981	-40.56	1.64E+03
14	28993	-22.46	5.04E+02	28978	-43.56	1.91E+03
15	28971	-41.46	1.72E+03	28989	-32.56	1.06E+03
16	29304	291.54	8.50E+04	29309	287.45	8.26E+04
17	29800	-212.46	4.51E+04	29705	-216.56	4.69E+04
18	29139	125.54	1.59E+04	29989	67.45	4.55E+03
19	28937	-75.46	5.69E+03	28895	-66.56	4.43E+03
20	28880	-132.46	1.75E+04	28805	-116.56	1.36E+04

C () Avg:left = 29012.45 C () Avg: right = 28921.55
 Sum (Sqr(C|A-C)) Left = 6.31E+05 Sum (Sqr(C|A-C)) Right = 6.03E+05

Test Result:
 Span of Acceptable Value :
 19.117 - 30.144

Left Chi Square Result:
 21.753

Right Chi Square Result:
 20.863

Print
Close

Gambar 15. Hasil perhitungan chi test



Gambar 16. Photo komponen Renograf IR3



Gambar 17. Photo Perangkat Renograf IR3

**DIAGNOSIS KERUSAKAN TRANSFORMATOR BHT01/02/03 RSG-GAS
DENGAN MENGGUNAKAN *INFRARED CAMERA TYPE
THERMO TRACER TH9100PM VI/PW VI***

Teguh Sulistyono

Pusat Reaktor Serba Guna - BATAN

ABSTRAK

DIAGNOSIS KERUSAKAN TRANSFORMATOR BHT01/02/03 RSG-GAS DENGAN MENGGUNAKAN *INFRARED CAMERA TYPE THERMO TRACER TH9100PM VI/PW VI*. Untuk menunjang keselamatan operasi Reaktor Serba Guna GA. Siwabessy (RSG-GAS), telah dilakukan diagnosis kerusakan transformator BHT01/02/03 RSG-GAS dengan menggunakan *infrared camera type thermo tracer TH9100PM VI/PW VI*. Hasil kajian ini menunjukkan adanya kondisi *overheating* pada bagian inti besi yang disebabkan oleh faktor beban arus yang diterima oleh transformator tersebut. Kondisi *overheating* ini masih berada di bawah temperatur yang tercantum pada *name plate* transformator yaitu = 150 °C. Jika *overheating* ini terus meningkat melebihi batas *setting*-nya, dikhawatirkan dapat menimbulkan efek degradasi atau penurunan kemampuan fungsi isolator transformator tersebut.

Kata kunci : komponen elektrik

ABSTRACT

DIAGNOSIS DAMAGE TRANSFORMATOR BHT01/02/03 RSG GAS BY USE OF *INFRARED CAMERA TYPE THERMO TRACER TH9100PM VI/PW VI*. To prop Reactor operation safety all purpose GA. Siwabessy (RSG GAS), was done transformator BHT01 /s damage diagnosis 02 / 03 RSG GAS by use of infrared camera type thermo tracer TH9100PM VI/PW VI. Usufruct this study point out to mark sense condition overheating on part fundamental because of iron accepted current load factor by transformator that. Condition of overheating this is still lie under temperature that affixed on name plate transformator which is ≤ 150 ° C. If overheating this increasingly exceeds bounds setting-the, alarmed can evoke degradation effect or settlement function ability isolator that transformator.

Keyword: component electrical

I. PENDAHULUAN

Salah satu peran dan fungsi sistem kelistrikan gedung RSG-GAS adalah sebagai sistem bantu untuk mendukung

kegiatan operasional reaktor. Kesuksesan operasi reaktor dipengaruhi oleh kehandalan daripada sistem kelistrikan RSG-GAS. Sistem kelistrikan yang

dimaksud dalam makalah ini merupakan gabungan kerja dari beberapa sumber penyedia daya listrik, instalasi, distribusi, sistem pentanahan, penangkal petir, dan sistem proteksi yang menjadi satu kesatuan yang tidak dapat dipisahkan satu dengan lainnya. Sistem listrik RSG-GAS dirancang sedemikian sehingga mampu memasok energi listrik yang handal kepada beban-beban yang terdiri dari berbagai klasifikasi keselamatan dan berbagai jenis tegangan.

Keselamatan teras RSG-GAS adalah suatu kondisi yang harus selalu tercapai dalam pengelolaan sebuah reaktor nuklir mulai saat perencanaan, pembangunan, pengoperasian hingga proses dekomisioning. Keselamatan operasi reaktor terkait erat dengan keandalan komponen, sistem dan struktur (KSS) reaktor nuklir. Sejalan dengan umur pakai KSS reaktor nuklir tersebut tidak menutup kemungkinan akan mengalami degradasi atau penurunan kemampuan fungsi hingga terjadi kegagalan sistem. Kegagalan sistem ini dapat menyebabkan rusaknya sebagian atau seluruh sistem yang terkait. Secara umum, untuk semua jenis reaktor riset terdapat ketentuan persyaratan keselamatan, yaitu dalam IAEA *Safety Standard Series* (DS-272) tentang *Safety Requirements of Research Reactors*. Pada pedoman tersebut memuat persyaratan yang berkaitan dengan penuaan (*ageing*),

yaitu pada bab 6-68, 6-69, 6-70 tentang pemilihan bahan dan penuaan.

Kemungkinan penurunan kemampuan fungsi hingga terjadi kegagalan fungsi KSS komponen elektrik gedung RSG-GAS sejalan dengan umur pakai dengan kecepatan yang beragam, walaupun KSS dirancang dan dikonstruksi dengan menggunakan komponen-komponen yang telah memenuhi standar instalasi nuklir serta kriteria keselamatan tinggi. Penyebab penurunan kemampuan fungsi ini tidak hanya dipengaruhi oleh faktor internal tetapi juga oleh faktor eksternal misalnya lingkungan yang agresif, pengoperasian yang tidak sesuai dengan prosedur, faktor manusia dan lain sebagainya. Tujuan penelitian ini yaitu melakukan pemeriksaan dan diagnosis kerusakan transformator BHT01/02/03 RSG-GAS dengan menggunakan *infrared camera type thermo tracer TH9100PM VI/PW VI*.

II. TEORI

Teknologi *infrared camera* merupakan salah satu peralatan teknologi *non destructive testing non-contact infrared* yang dapat digunakan untuk kegiatan *preventive maintenance, predictive maintenance, quality control, safety control, testing & commissioning* atau *NDT of materials evaluation* dan memungkinkan pengukuran temperatur dari jarak tertentu tanpa menyentuh

obyek yang diukur secara *scanning* serta mendeteksi perubahan temperatur hingga 0,1 °C, sehingga mampu mengkondisikan material komponen yang mengalami perubahan. Metoda ini sangat efisien dan efektif untuk kegiatan inspeksi terhadap komponen, peralatan maupun instalasi listrik yang sedang beroperasi pada sistem kelistrikan gedung RSG-GAS, sehingga dapat diketahui kerusakannya secara dini. Teknologi ini bekerja dengan cara mengukur pancaran energi panas suatu bahan atau komponen kemudian mengkonversikannya menjadi suatu peta temperatur bahan atau komponen tersebut. Dengan mengetahui perbedaan peta temperatur dari bahan atau komponen yang diuji secara dini, akurat dan cepat maka dapat diketahui kondisi penyimpangan yang terjadi pada KSS sistem kelistrikan gedung RSG-GAS.

Semua materi/benda yang mempunyai suhu di atas nol *absolute* (0 °K atau -273 °C) memancarkan sinar radiasi dalam rentang panjang gelombang sinar infra merah, sehingga metoda *infrared thermography* dengan kemampuannya untuk mendeteksi perubahan temperatur hingga 0,1 °C akan lebih efisien dan efektif dalam mendeteksi dan melokalisasi daerah anomali dengan cara melihat langsung peta temperatur (*temperature image*) yang diperoleh. Hal-hal yang perlu diperhatikan dalam melaksanakan

pengukuran dengan menggunakan metoda *infrared thermography* antara lain obyek permukaan sebagai target, media transmisi antara obyek target dengan instrumen, dan instrumen.

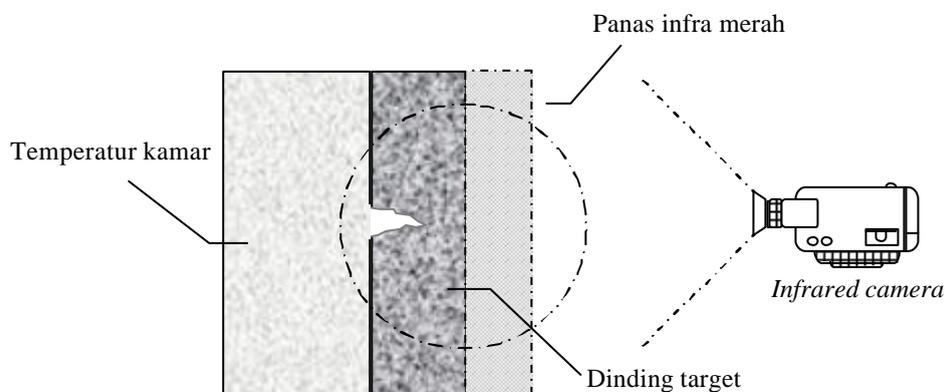
Obyek permukaan sebagai target kondisinya harus langsung terlihat kamera dan objek tidak terhalang oleh benda lain meskipun tembus cahaya secara visual dan mempunyai pancaran radiasi pada *range* 0,75 μ sampai dengan 100 μ . Hal ini sesuai dengan spektrum pancaran radiasi *infrared*, tetapi dalam pelaksanaannya obyek atau target yang sering ditemukan berada pada *range* 0,75 μ sampai dengan 20 μ . Permukaan obyek yang dapat diperiksa dengan menggunakan metoda *infrared* ini dapat berbentuk *single layer* atau *multi layer*, namun pada prinsipnya permukaan yang diperiksa secara langsung terlihat, hanya dalam pengolahan data pada mekanisme perpindahan panas menggunakan pendekatan kondisi *multi layer*.

Media transmisi antara obyek yang akan diperiksa dengan instrumen yang digunakan adalah bukan media yang *vacuum* atau *loss energy*, jadi merupakan media normal bisa dingin ataupun panas, namun ada beberapa hal yang harus diperhatikan pada media transmisi tersebut, yaitu perihal kondisi waktu. Sebagai contoh pengambilan gambar temperatur pada tengah hari dengan kondisi pancaran matahari cukup kuat

adalah tidak baik, hal ini akibat refleksi pancaran sinar matahari cukup tinggi sehingga memberikan gambar temperatur yang lain. Oleh karena itu, pemeriksaan pada malam hari merupakan waktu pelaksanaan yang paling tepat.

Pelaksanaan pemeriksaan dengan metoda *infrared* untuk siang hari (pagi atau sore) dan malam hari juga perlu memperhatikan kondisi kecepatan angin, dimana kecepatan angin akan memberikan perubahan pancaran radiasi dari permukaan obyek, sehingga sangat mempengaruhi hasil evaluasi terutama jika berhadapan dengan obyek elektrikal. Menurut Herbet Kaplan,^[2] untuk lingkungan di luar ruangan, kecepatan angin sangat mempengaruhi kondisi obyek yang diperiksa (kecepatan angin ≥ 9 m/s atau setara dengan 18 knot) penggunaan metoda *infrared* sudah tidak layak digunakan. Pemeriksaan dengan metoda *infrared thermography* seperti ditunjukkan pada Gambar 1.

Pemeriksaan dengan metoda *infrared thermography* pada hakekatnya adalah mendeteksi dan mengukur gelombang elektromagnetik atau *infrared* yang dipancarkan oleh material dan *discan* melalui lensa dan filter khusus yang dideteksi menjadi *thermal image* (peta temperatur gradien) yang kemudian dapat dilihat pada monitor atau *viewfinder* dan langsung direkam sekaligus diukur temperaturnya. Dengan menggunakan metoda *infrared thermography* ini hasil pemeriksaan mampu memberikan informasi yang tepat dan akurat tentang prediksi terjadinya kegagalan material akibat panas berlebihan. Dengan berdasarkan pancaran radiasi yang ditimbulkan dari material yang dipetakan dalam bentuk *gradien thermal image*, maka dapat ditentukan secara langsung lokasi cacat dari material yang diukur.



Gambar 1. Skema pemeriksaan dengan metoda *infrared thermography*

III. TATA KERJA

Tata kerja yang dilakukan dalam diagnosis penuaan komponen transformator BHT01/02/03 RSG-GAS, yaitu pemasangan komponen-komponen *NDT non-contact IR* yang terdiri atas lensa, filter, *viewfinder*, *memory card*, baterai, dan lain sebagainya, dilanjutkan dengan identifikasi permukaan dan melakukan *scan* permukaan obyek dengan kamera *infrared*. Pada saat melaksanakan *scan*, operator diharuskan untuk memperhatikan fokus kamera dan intensitas matahari (jika dilakukan pada siang hari). Permukaan obyek yang mengalami anomali diberi identifikasi dan dicatat sebagai data *thermal image* dan *visual image*. Data-data yang telah diperoleh selanjutnya dianalisa dan dievaluasi dengan menggunakan program *thermogram*.

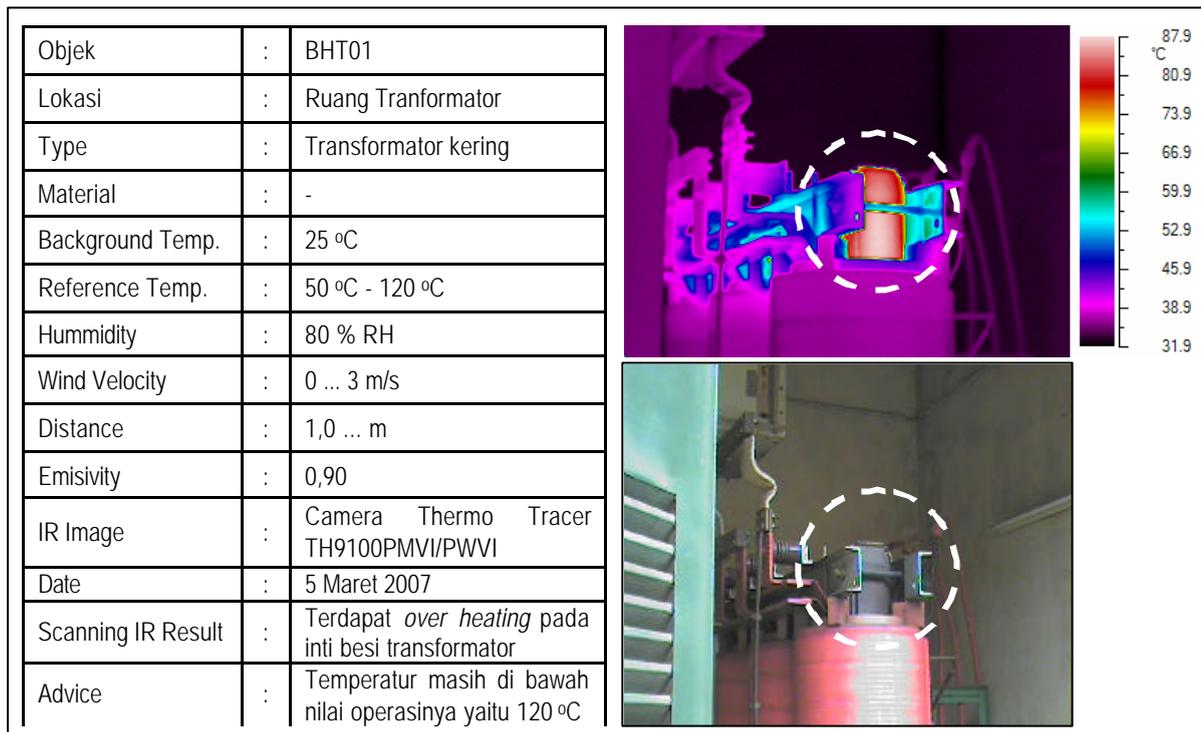
IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil diagnosis transformator BHT01/02/03 RSG-GAS dengan menggunakan *infrared camera* berupa gradien *thermal image* panas berlebih (*overheating*) pada obyek yang diperiksa. Gradien *thermal image* panas berlebih pada transformator BHT01/02/03 RSG-GAS ditunjukkan pada Gambar 2, Gambar 3 dan Gambar 4.

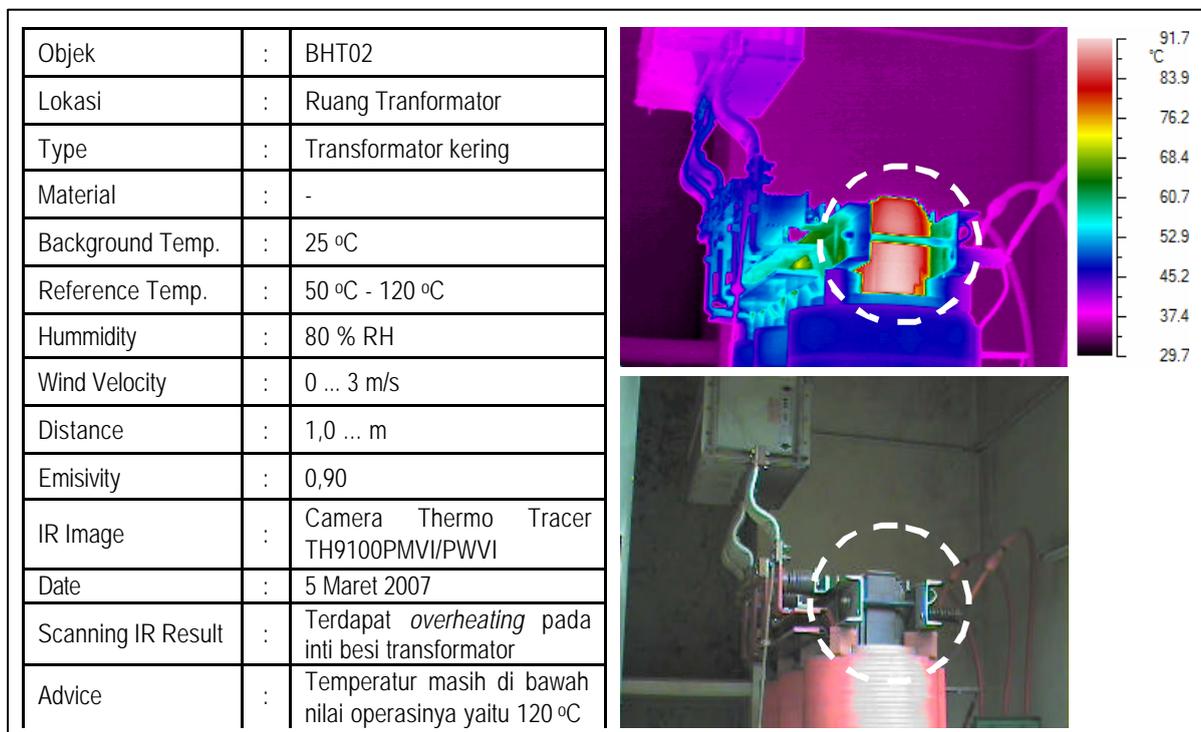
Pada Gambar 2 dan Gambar 3, hasil *scanning* menunjukkan adanya

overheating pada inti besi transformator BHT01 dan transformator BHT02 type kering yang besarnya masing-masing berkisar antara 75 °C sampai dengan 85 °C. Panas yang timbul pada inti besi ini masih berada di bawah nilai panas yang tertera pada *name plate* transformator BHT01. Temperatur inti besi transformator BHT01 ini harus mendapat perhatian karena jika panasnya terus berlanjut hingga melewati batas yang diizinkan yaitu sebesar 150 °C dapat memicu timbulnya rugi-rugi dielektrik isolator transformator tersebut.

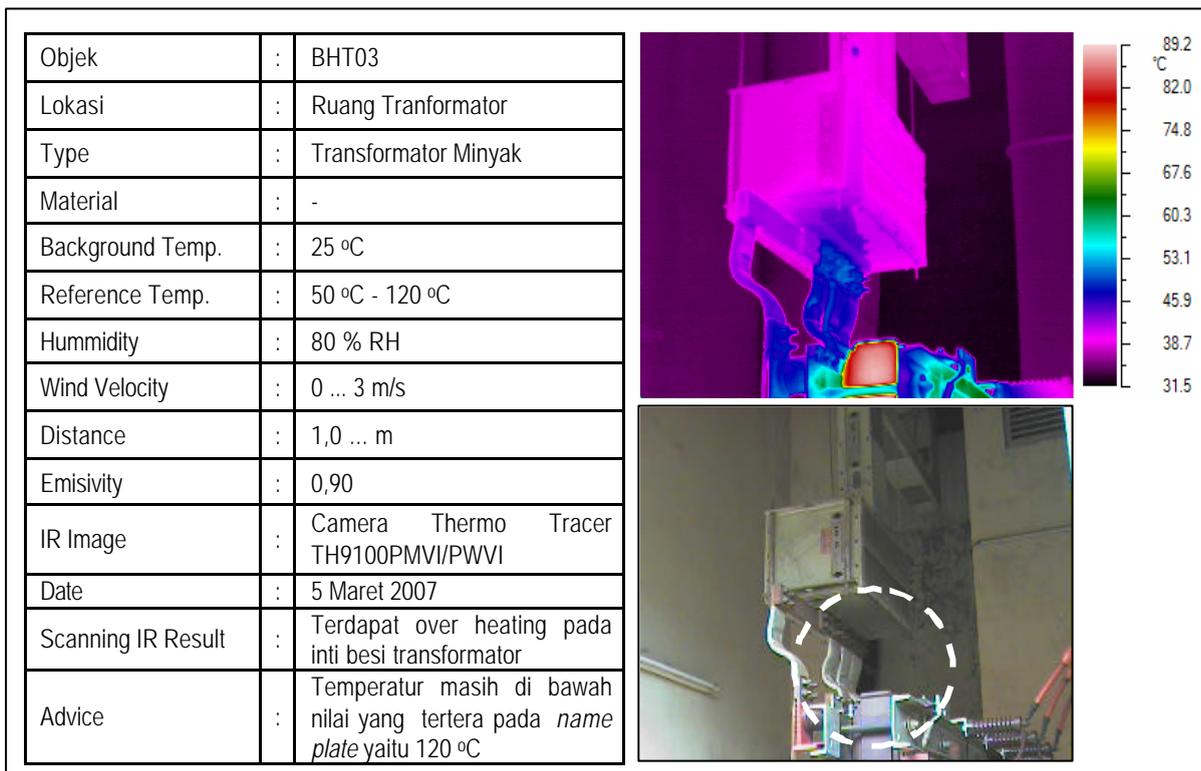
Sedangkan pada Gambar 4, hasil *scanning* menunjukkan adanya *overheating* pada inti besi transformator BHT03 type basah berpendingin minyak yang besarnya berkisar antara 75 °C sampai dengan 85 °C. Panas yang timbul pada inti besi ini masih berada di bawah nilai panas yang tertera pada *name plate* transformator BHT03. Temperatur inti besi transformator BHT01 ini harus mendapat perhatian karena jika panasnya terus berlanjut hingga melewati batas yang diizinkan yaitu sebesar 150 °C dapat memicu timbulnya rugi-rugi dielektrik minyak transformator yang dapat menyebabkan kekuatan dielektrik minyak transformator menjadi berkurang sehingga akan mempercepat proses *breakdown* minyak transformator serta merusak isolator transformator tersebut.



Gambar 2. Hasil diagnosis transformator BHT01



Gambar 3. Hasil diagnosis transformator BHT02



Gambar 4. Hasil diagnosis kondisi KSS transformator BHT03

Awal proses degradasi komponen transformator BHT01/02/03 umumnya disebabkan oleh arus bocor yang terjadi pada komponen elektriknya. Arus bocor ini disebabkan oleh efek kapasitansi, tahanan isolasi dan kemampuan hantar arus (kHA) yang merupakan batas maksimal arus listrik yang diperbolehkan melewati suatu penghantar. Jika arus listrik yang melewati suatu penghantar melebihi batas kHA-nya akan menyebabkan suhu penghantar melebihi panas maksimum yang diizinkan dan merusak isolasi penghantar. Untuk beberapa contoh kasus yang terjadi pada komponen elektrik yang menggunakan bahan tembaga elektrolitis dengan konsentrasi kemurnian sekurang-

kurangnya 99,9 % dan aluminium sekurang-kurangnya 99,5 %, gejala degradasi komponen elektrik yang disebabkan oleh efek kapasitansi, tahanan isolasi dan kemampuan hantar arus terjadi pada suhu lebih besar dari 70 °C dengan suhu kamar 30 °C. Selain itu terdapat pula faktor penyebab lainnya seperti bagian permukaan kontak-kontak yang tidak rata misalnya pada kontaktor, saklar dan sebagainya. Kontak-kontak pada kontaktor, saklar dan lain sebagainya umumnya bekerja secara berulang-ulang (*cycling*). Jika pada salah satu bagian permukaan kontak-kontak tidak rata, maka pada saat bagian permukaan kontak-kontak dirapatkan (ditutup) kedua bagian tersebut

tidak tertutup secara sempurna (*bad contac*) sehingga menimbulkan perbedaan intensitas medan elektrik. Intensitas medan elektrik di permukaan bagian yang tidak rata akan melepaskan elektron bebas dalam jumlah yang cukup besar disertai dengan panas yang tinggi akan terkungkung dan mengenai bagian isolasi komponen tersebut sehingga menimbulkan kegagalan isolasi (*isolation failure*).

Kegagalan isolasi transformator BHT01/02/03 dapat pula disebabkan antara lain karena isolasi sudah lama dipakai (mendekati kelapukan), kerusakan karena faktor mekanis misalnya terbentur pada saat pemasangan, berkurangnya kekuatan dielektrik karena isolasinya dikenakan tegangan lebih tinggi dalam waktu yang lama, dan lain sebagainya. Apabila tegangan yang diterapkan mencapai tingkat ketinggian tertentu maka bahan isolasi tersebut akan mengalami pelepasan muatan (*partial discharge*) yang merupakan suatu bentuk kegagalan listrik yang menyebabkan hilangnya tegangan dan mengalirnya arus bocor dalam bahan isolasi tersebut.

Ditinjau dari faktor pemicu proses penuaan dan kerusakan komponen transformator BHT01/02/03 umumnya berupa kondisi yang tidak diinginkan hingga kegagalan fungsi. Proses penuaan dan kondisi lingkungan serta operasional

yang agresif menghasilkan suatu kegagalan fungsi. Kondisi lingkungan yang perlu dipertimbangkan yaitu kondisi operasi normal, operasi tidak normal yang dapat diantisipasi dan kondisi lingkungan alam, sedangkan dari sisi aspek penuaan komponen elektrik, kondisi fisik dan mekanik perlu dipertimbangkan adanya faktor-faktor paparan radiasi, temperatur, tekanan, vibrasi dan *cycling* (perulangan), korosi, reaksi kimiawi, erosi dan faktor yang berkaitan dengan kondisi non fisik yaitu perubahan teknologi akibat adanya modifikasi KSS, perubahan prasyarat keselamatan, perubahan yang menyebabkan dokumen menjadi ketinggalan jaman, desain yang tidak memadai, salah perlakuan dalam perawatan serta pengujian KSS. *Trend* litbang tentang penuaan juga harus dipertimbangkan sebagai umpan balik bagi program manajemen penuaan yang sedang berjalan karena dari *trend* litbang penuaan ini diperoleh informasi-informasi spesifik untuk penuaan komponen listrik reaktor riset, sedangkan jenis-jenis mekanisme penuaan (*ageing mechanism*) meliputi *embrittlement*, aus, *fatigue*, penipisan, retak, lengket, rusak dan kuno. Pada Tabel 1 ditunjukkan identifikasi komponen transformator BHT01/02/03.

Tabel 1. Hasil identifikasi komponen transformator BHT01/02/03

No	KKS	Komponen	Kelas Mutu/keselamatan	Penggantian	Material	Stressor dan lingkungan
1	BHT01	Busbar	AS2/C	B	Cu (L1,L2,L3:2x40x10 N.Y.A.R PE,N: 2x20x10 Fe, Cu, Pt, PP,/ Keramik	2;5
		Kabel	E1/A	C		2;4;5
		Terminal/ isolator	E1/A	C		2 2;5
2	BHT02	Busbar	AS2/C	B	Cu (L1,L2,L3:2x40x10 N.Y.A.R PE,N: 2x20x10 Fe, Cu, Pt, PP,/ Keramik	2;5
		Kabel	E1/A	C		2;4;5
		Terminal/ isolator	E1/A	C		2 2;5
3	BHT03	Busbar	AS2/C	B	Cu (L1,L2,L3:2x40x10 N.Y.A.R PE,N: 2x20x10 Fe, Cu, Pt, PP,/ Keramik	2;5
		Kabel	E1/A	C		2;4;5
		Terminal/ isolator	E1/A	C		2 2;5

Keterangan

1. Kemudahan penggantian (*replacement ease*)

- A : Tidak dapat diganti
- B : Sulit
- C : Normal
- D : Mudah

2. Kelas mutu (*quality class*)

- 1 : Peralatan/komponen dengan toleransi 0-5 %
- 2 : Peralatan/komponen dengan toleransi 5-10 %
- 3 : Peralatan/komponen dengan toleransi > 10 %

3. Kelas keselamatan (*safety related*)

- A : Langsung berhubungan dengan keselamatan
- B : Tidak langsung berhubungan dengan keselamatan
- C : Tidak berhubungan dengan keselamatan

4. Penekanan dan lingkungan (*stressor and environment*)

- 1 : Radiasi
- 2 : Temperatur
- 3 : Tekanan
- 4 : *Cycling*
- 6 : 5
- 6 : Kimia
- 7 : Erosi
- 8 : Perkembangan Teknologi
- 9 : Rekuaiemen keselamatan
- 11 : 10
- 11 : Faktor manusia
- 12 : Disain/operasi/*maintenance*

Berdasarkan identifikasi komponen transformator BHT01/02/03 setelah dilakukan pengujian *Non Destructive Testing* (NDT) dengan menggunakan *infrared camera type thermo tracer TH9100 PM VI/PW VI* seperti ditunjukkan pada Tabel 1, kemungkinan pemicu *overheating* yang terjadi pada komponen-komponen transformator BHT01/02/03 tersebut antara lain umur pemakaian yang sudah tercapai, penggunaan secara paksa,

perubahan sifat mekanis dan kondisi lingkungan yang agresif yang dikaitkan dengan kelas keselamatan (*safety related*), kemudahan penggantian (*replacement ease*), kelas mutu (*quality class*), penekan dan lingkungan (*stressor and environment*). Sebagai contoh, komponen busbar utama I, panel busbar utama II dan transformator BHT01/02/03 menggunakan bahan material Tembaga (Cu) dengan spesifikasi L1, L2, L3 : 2 x 40 x 10; PE, N : 2 x 20 x 10, memiliki

kelas mutu (*quality class*) peralatan/komponen dengan toleransi 5-10 %, kelas keselamatan (*safety related*) tidak berhubungan langsung dengan keselamatan reaktor, kemudahan penggantian (*replacement ease*) sulit, serta tekanan dan lingkungan (*stressor and environment*) adalah temperatur, korosi dan *rekuairmen* keselamatan, sedangkan untuk komponen lainnya seperti kabel dan terminal masing-masing memiliki kelas mutu peralatan/komponen, kelas keselamatan, kemudahan penggantian, tekanan dan lingkungan yang berbeda. Selanjutnya dilakukan identifikasi penyebab pemicu kerusakan komponen-komponen transformator BHT01/BHT02/03 seperti ditunjukkan pada Tabel 2.

Pada Tabel 2, penyebab pemicu kerusakan komponen transformator

BHT01/02/03 RSG-GAS memiliki tingkatan yang berbeda-beda satu dengan lainnya, hal ini bergantung pada kondisi lingkungan dan letak komponen-komponen tersebut. Berdasarkan Tabel 2, temperatur merupakan penyebab pemicu kerusakan yang lebih dominan dibandingkan dengan jenis penyebab pemicu lainnya seperti korosi, *cycling*, faktor manusia letak komponen, umur pemakaian, perubahan sifat mekanis dan kondisi lingkungan. Temperatur yang timbul dan melebihi batas maksimal kemampuan suatu komponen akan memiliki potensi untuk memicu kerusakan dan penuaan lebih cepat terjadi pada bagian isolator. Jenis mekanisme kerusakan (*ageing mechanism*) akibat temperatur yang tinggi antara lain komponen akan mengalami kondisi lengket, patah, retak, *fatigue* dan rusak.

Tabel 2. Hasil identifikasi penyebab pemicu kerusakan komponen transformator BHT01/02/03

No	Penyebab pemicu	Komponen panel busbar utama I BHA/BHB/BHC						
		Busbar	Tembaga	Isolator	Kontaktor	Kabel	Terminal	Switch
1	Radiasi			✓				
2	Temperatur	✓	✓	✓		✓	✓	
3	Tekanan			✓				
4	<i>Cycling</i>			✓				
5	Korosi	✓	✓				✓	
6	Kimia			✓				
7	Erosi							
8	Perkembangan teknologi							
9	Rekuairment keselamatan	✓						
10	Dokumentasi							
11	Faktor manusia							
12	Desain/operasi/ <i>maintenance</i>			✓				

Pencegahan dan mitigasi terhadap efek-efek penuaan dan kerusakan komponen transformator BHT01/02/03 RSG-GAS dapat dilakukan antara lain dengan cara perlakuan yang sesuai dan memadai pada waktu perancangan (desain) reaktor, pengamatan dan pengujian untuk mengkaji adanya degradasi KSS, program perawatan pencegahan, evaluasi periodik terhadap pengalaman operasi, optimasi terhadap kondisi operasi, perbaikan, penggantian dan pembaharuan/pemolesan komponen

Perlakuan yang sesuai dan memadai pada waktu perancangan (desain) reaktor dimulai pada tahap desain dengan mengadopsi batas-batas keselamatan yang tepat untuk memberikan antisipasi sifat material pada akhir umur kegunaannya. Bila data material tidak ada, harus diadopsi program pengamatan material yang memadai, dan hasil-hasil yang diperoleh dari program ini digunakan untuk mengevaluasi kecukupan desain selama interval tertentu. Hal ini membutuhkan perencanaan selama tahap desain dan pemantauan sifat mekanis material selama mengalami perubahan karena faktor-faktor seperti korosi, tekanan dan radiasi. kekuatan dan titik leleh yang tinggi.

Selain itu kegiatan pengamatan dan pengujian dapat dimanfaatkan untuk mengkaji adanya degradasi KSS dalam rangka melaksanakan tindakan pencegahan dan korektif. Profil dan sifat penuaan dapat dikembangkan dari aktivitas ini sehingga memungkinkan dilakukannya penggantian terhadap komponen yang mengalami penuaan sebelum terjadinya degradasi dan kegagalan terduga. Frekuensi pengamatan dan pengujian harus dioptimasi berdasarkan desain, data, pengalaman di dunia industri dan rekomendasi pabrikan pembuatnya.

Perawatan pencegahan dimanfaatkan untuk mendeteksi dan mitigasi degradasi dan kegagalan KSS, di dalamnya termasuk perbaikan, penggantian dan pembaharuan dengan pemolesan. Secara tradisional, program perawatan pencegahan dijadualkan berdasarkan rekomendasi pabrikan, syarat garansi dan pengalaman operator fasilitas. Cara ini sangat sesuai untuk perangkat standar, dan optimasi waktu mungkin diperlukan pengalaman sejalan dengan perkembangan perangkat

Evaluasi periodik terhadap pengalaman operasi harus dilakukan, termasuk di dalamnya evaluasi dan analisis operasi, pengamatan, laporan dan pencatatan pengujian dan perawatan. Hal

ini untuk menyakinkan bahwa data yang terkumpul digunakan dan diperhitungkan dalam analisis kondisi keselamatan dari fasilitas. Prosedur operasi dan perawatan juga harus dimodifikasi menyesuaikan dengan perubahan yang terjadi karena penuaan dan dilakukan secara sistematis.

Kondisi atau mode operasi, merupakan kondisi operasi/pelayanan yang mempunyai pengaruh terhadap proses penuaan. Evaluasi periodik terhadap pengalaman operasi dapat mengungkap adanya keperluan untuk mengubah kondisi operasi seperti mode operasi, aransmen teras dan parameter kimia dari fluida. Frekuensi inpeksi juga merupakan salah satu parameter yang harus dioptimasi.

Evaluasi periodik terhadap data harus selalu dilakukan, dan pada beberapa kasus harus diambil keputusan untuk mengambil tindakan menghentikan kemerosotan (*deterioration*) yang terjadi dengan penggantian komponen. Kesimpulan laporan menyeluruh terhadap semua data yang tersedia dari suatu problem yang spesifik harus disiapkan. Laporan ini memuat rangkuman catatan sejarah, laporan pengkajian dan evaluasi, dan materi yang berkaitan dengan perpanjangan masa operasi jika ada.

V. KESIMPULAN

Berdasarkan hasil diagnosis kerusakan komponen transformator BHT01/02/03 RSG-GAS dengan menggunakan *infrared camera type thermo tracer TH9100PM VI/PW VI* menunjukkan bahwa beberapa komponen transformator BHT01/02/03 tidak menunjukkan adanya *overheating* pada penghantar, konektor, isolator dan belitan. Kondisi *overheating* hanya terjadi pada bagian inti besi transformator BHT01/02/03 yang lebih banyak disebabkan karena beban arus yang diterima oleh transformator BHT01/02/03 tersebut, namun kondisi *overheating* ini masih di bawah temperatur yang tercantum pada *name plate* transformator yaitu = 150 °C

DAFTAR PUSTAKA

1. Interatom, GmbH, *Electrical Safety Analysis Report of MPR-30*
2. ARNOLD, In: *Nondestructive Inspection and Quality Control*, edited by Howard E.Boyer, (1976) 105-156
3. TEGUH S, dkk, Diagnosis Penuaan Komponen Panel Busbar Utama II Sistem Kelistrikan RSG-GAS Dengan Menggunakan *Infrared Thermography*, Prosiding Pertemuan dan Presentasi Ilmiah Penelitian Dasar Ilmu Pengetahuan dan Teknologi Nuklir, Yogyakarta, 10 Juli 2007, PTAPB-BATAN, 2007.

4. M. DHANDANG P, *Pendekatan Untuk Manajemen Penuaan RSG-GAS*, SIGMA EPSILON Buletin Ilmiah Teknologi Keselamatan Nuklir, Vol. 8 No. 3 Agustus 2004.
5. R. HIMAWAN, *Diagnosis Penuaan Komponen PLTN*, SIGMA EPSILON Buletin Ilmiah Teknologi Keselamatan Nuklir, Vol. 8 No. 3 Agustus 2004.

Tanya Jawab :

**1. Penanya : Budi Uripto
(PKTN – BATAN)**

Pertanyaan :

1. Apakah untuk pencegahan kerusakan dapat diketahui hanya dengan radiografi saja, apakah ada metode NDT yang lainnya ?

**Jawaban : Teguh Sulistyio
(PRSG – BATAN)**

1. Ada, tetapi karena Batan memiliki *Thermo Tracer Camera Infra Red*, maka alat tersebut dimanfaatkan maksimal untuk kegiatan *preventif maintenance*, *prediktif maintenance*, *Quality Control*, dsb.

**2. Penanya : Sriyono
(PRR – BATAN)**

Pertanyaan :

1. Fungsi transformator BHT01/02/03 sangat vital untuk operasi atau tidaknya reaktor. Berapa lama/berapa kali pemantauan transformator tersebut dalam 1 tahun ?
2. Pada beban puncak temperature tranformator bisa mencapai 150°C dan dinyatakan masih dalam kondisi baik. Apa yang dimaksud dengan beban puncak? dan berapa

lama tranformator tersebut menerima beban puncak ?

**Jawaban : Teguh Sulistyio
(PRSG – BATAN)**

1. Dalam prosedur perawatan elektrik perawatan transformator BHT01/02/03 dengan menggunakan *Camera Infra Red* dilakukan 5 tahun sekali.
2. Beban puncak adalah beban tertinggi yang diterima tranformator BHT01/02/03 selama periode tertentu. Selama temperatur tranformator BHT01/02/03 tidak melebihi batas settingnya/kapasitas kemampuannya (= 150°C). Transformator BHT01/02/03 dapat menerima beban puncak dalam waktu cukup lama.

**3. Penanya : Makmur Rangkutyo
(Pusdiklat – BATAN)**

Pertanyaan :

1. Apabila terjadi *overheating* yang melampaui batas apa yang dilakukan ?
2. Bisakah kita membuat sistem pendingin agar tidak terjadi *overheating* ?

**Jawaban : Teguh Sulistyio
(PRSG – BATAN)**

1. Yang dapat dilakukan yaitu melepas tranformator dari catu daya utama PLN dan bebannya .
 - a. Memeriksa kondisi bagian yang mengalami *overheating*.
 - b. Mengencangkan bagian sambungan-sambungan, seperti konektor, busbar dsb, atau mengganti bagian-bagian yang tidak mungkin diperbaiki.
 - c. Melakukan pemeriksaan kembali dengan *Camera infra red*.

2. Sistem pendingin ruang transformator BHT01/02/03 saat ini telah dirancang sedemikian rupa untuk mengantisipasi bila terjadinya *overheating* pada transformator tsb.

**4. Penanya : Darman
(PATIR – BATAN)**

Pertanyaan :

1. Transformator apabila terus beroperasi akan meleleh karena terlalu panas, apakah tidak ada langkah perbaikan/diganti dengan yang baru?
2. Apakah manfaat transformator hanya untuk penerangan listrik atau sebagai penggerak reaktor ?
3. Saran : Agar tidak terjadi hal yang tidak diinginkan/kebakaran lebih baik transformator diganti.

**Jawaban : Teguh Sulistyono
(PRSG – BATAN)**

1. Prosedur penanganan transformator BHT01/02/03 yang mengalami *overheating* seperti point 1 pertanyaan Bp. Makmur Rangkuty.
2. Tidak. Transformator digunakan untuk menurunkan tegangan menengah 20 kV dari catu utama PLN menjadi tegangan rendah 400 V. Tegangan rendah 3 fasa 400 V ini digunakan untuk mengoperasikan beban-beban listrik pada jalur C seperti motor pompa sistem pendingin primer dan sekunder, motor-motor katup, dsb.
3. Terima kasih sarannya.

**5. Penanya : Puji Widayati
(PRR – BATAN)**

Pertanyaan :

1. Kenaikan suhu transformator yang diukur pada beban puncak, apakah ada hubungannya dengan umur pakai alat transformator tersebut ?
2. Berapa tahun umur pakai alat tersebut ?

**Jawaban : Teguh Sulistyono
(PRSG – BATAN)**

1. Ya, karena umur pakai transformator dipengaruhi beberapa parameter antara lain temperatur belitan, temperatur minyak pendingin trafo, tahanan isolator tersebut.
2. Berdasarkan spesifikasi teknis transformator tersebut umur pakainya dapat mencapai 20 tahunan lebih. Hal ini sangat bergantung pada perawatannya.

PENGUJIAN KAMERA GAMMA RADIOGRAFI INDUSTRI MODEL Tech Ops 660B

Muji Wiyono, B.Y. Eko Budi Jumpeno dan Wahyudi

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi - BATAN

ABSTRAK

PENGUJIAN KAMERA GAMMA RADIOGRAFI INDUSTRI MODEL Tech Ops 660B. Telah dilakukan pengujian kamera gamma Model Tech Ops 660B meliputi : kebocoran sumber radioaktif tertutup, kontaminasi permukaan dan paparan radiasi di sekitar kamera gamma. Uji kebocoran sumber radioaktif tertutup dan kontaminasi permukaan dilakukan dengan metode tes usap kemudian diukur menggunakan spektrometer gamma dengan detektor HPGe buatan Ortec model GMX-25P4. Paparan radiasi di sekitar kamera gamma diukur menggunakan survei meter Victoreen 492 pada permukaan dan jarak 1 meter. Diperoleh hasil pengujian bahwa sumber radioaktif tertutup pada kamera gamma tidak bocor, kontaminasi permukaan antara tidak terdeteksi hingga $(0,250 \pm 0,006)$ Bq/cm² dan paparan radiasi tertinggi pada permukaan kamera gamma adalah 53,04 mR/jam dan pada jarak satu meter adalah 1,93 mR/jam. Kamera gamma Model Tech Ops 660B tersebut memenuhi persyaratan uji karena karena tidak ada kebocoran sumber radioaktif, kontaminasi permukaan < 0,4 Bq/cm², paparan permukaan < 200 mR/jam dan paparan pada jarak satu meter < 2 mR/jam sesuai dengan ketentuan BAPETEN nomor: 08/Ka-BAPETEN/V-99.

Kata kunci: kebocoran, kontaminasi, paparan radiasi, kamera gamma, radiografi.

ABSTRACT

THE TESTS OF GAMMA CAMERA OF INDUSTRY RADIOGRAPHY Tech Ops 660B MODEL. The test of gamma camera of industry radiography Tech Ops 660B model consist of sealed radioactive source leakage, surface contamination, and radiation exposure around the gamma camera had been carried out. The leakage test for sealed radioactive source and surface contamination measurement has been done by using gamma spectrometer connected with HPGe detector GMX-25P4 model made by Ortec. The radiation exposure around the gamma camera measurement by using survey meter Victoreen 492 model at surface and 1 meter distance to camera gamma. Result of the tests showed that the sealed radioactive source for the camera gamma were the sealed radioactive source was not leakage, the surface contamination were not detectable to (0.250 ± 0.006) Bq/cm², the highest radiation exposure were 53.04 mR/hr at the surface and 1.93 mR/hr at 1 m distance. The gamma camera Tech Ops 660B were test passed because sealed radioactive source was not leakage, the surface contamination < 0.4 Bq/cm² and the radiation exposure < 200 mR/h at the surface and < 2m R/h at 1 m distance were suitable according to the regulation of BAPETEN Head with number: 08/Ka-BAPETEN/V-99.

Keywords : leakage, contamination, radiation exposure, gamma camera, radiography.

3/43/43/43/43/43/43/4

I. PENDAHULUAN.

Pemanfaatan zat radioaktif atau sumber radiasi dalam bidang industri di Indonesia semakin meningkat. Hal ini

ditunjukkan dengan data perizinan pada Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN) yang mengalami peningkatan setiap tahunnya. Menurut

data perizinan pada tanggal 18 Maret 2008 jumlah izin pemanfaatan zat radioaktif dan sumber radiasi di bidang industri kelompok radiografi adalah 421 buah, gauging 2.260 buah dan logging 1.040 buah¹

Pemanfaatan zat radioaktif atau sumber radiasi dalam kegiatan radiografi memiliki risiko bahaya yang lebih besar dibandingkan pada gauging dan logging. Hal ini dikarenakan aktivitas sumber radioaktif tertutup yang digunakan dalam kegiatan radiografi sangat tinggi berkisar 120 Ci dalam kondisi awal sehingga paparan radiasi yang diterima pekerja, lingkungan dan masyarakat lebih tinggi dibanding pada kegiatan gauging dan logging.

Dalam kegiatan radiografi industri diperlukan peralatan paparan radiasi seperti kamera gamma atau pesawat Sinar-X. Kamera gamma menggunakan sumber radioaktif tertutup sebagai sumber radiasi sedangkan pesawat Sinar-X menggunakan generator sinar-X sebagai sumber radiasi. Antara kamera gamma dan pesawat sinar-X terdapat kelebihan dan kekurangan sehingga dalam pekerjaan di lapangan kedua alat tersebut dapat digunakan untuk saling melengkapi.

Dalam mengoperasikan kamera gamma seorang operator radiografi harus

melaksanakan pekerjaan sesuai dengan prosedur yang ditetapkan agar kecelakaan dapat dihindari. Di samping itu kamera gamma harus dalam kondisi baik yang dibuktikan dengan dokumen hasil pengujian. Menurut Keputusan Kepala BAPETEN No. 08/Ka-BAPETEN/V-99 tentang Ketentuan Keselamatan Radiografi Industri, setiap instalasi radiografi yang menggunakan kamera gamma harus memiliki dokumen yang berisi antara lain: uji kebocoran sumber, uji kontaminasi, paparan radiasi sekitar kamera (iso dose camera), dan lain-lain.²

Dalam upaya memenuhi ketentuan BAPETEN, telah dilakukan uji kebocoran sumber radioaktif tertutup, uji kontaminasi dan pengukuran paparan radiasi sekitar kamera gamma radiografi model Tech Ops 660B. Dari pengujian tersebut diharapkan dapat diperoleh informasi tentang kondisi sumber radioaktif, kontaminasi dan paparan radiasi permukaan dan pada jarak 1 meter dari kamera gamma sehingga diketahui apakah kamera gamma yang diuji masih memenuhi ketentuan.

Dalam makalah ini disajikan metode pengujian kebocoran sumber radioaktif tertutup, kontaminasi dan pengukuran paparan radiasi. Disamping itu disajikan analisis dan hasil pengujian serta kesimpulan terhadap kamera gamma

yang diuji dapat lolos uji dan telah sesuai dengan ketentuan BAPETEN.

II. TINJAUAN PUSTAKA

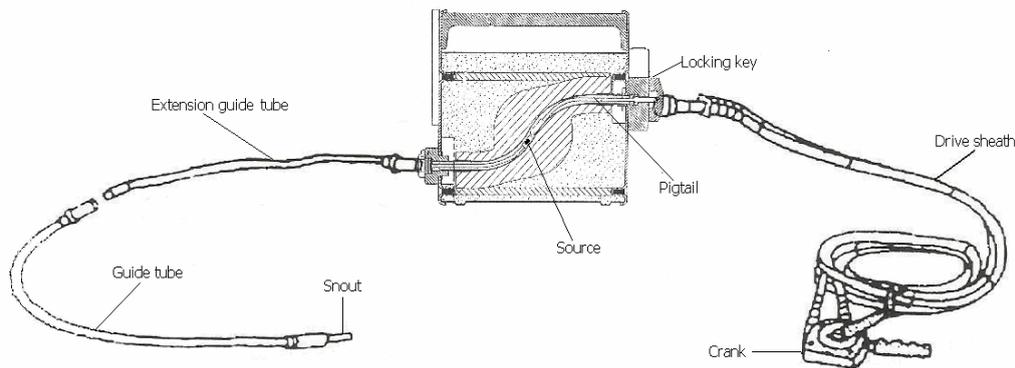
Pengujian dengan teknik radiografi pada dasarnya adalah penyinaran terhadap benda uji dengan menggunakan radiasi berenergi tinggi seperti Sinar-X atau sinar gamma yang dapat menembus benda uji tersebut. Sinar-X dan sinar gamma adalah radiasi gelombang elektromagnetik yang mempunyai panjang gelombang pendek dan daya tembus besar. Perbedaan Sinar-X dan sinar gamma terletak pada cara pembangkitan serta energinya. Sinar-X dihasilkan oleh suatu pesawat/generator Sinar-X yang memiliki energi relatif rendah yaitu 50 keV – 300 keV. Sedangkan sinar gamma dihasilkan oleh suatu radioisotop yang terbungkus kuat dan tidak bocor yang memiliki energi lebih tinggi yaitu 200 keV – 2 MeV.

Radioisotop yang umum digunakan dalam bidang radiografi antara lain : ^{60}Co , ^{192}Ir , ^{137}Cs , ^{170}Tm , ^{169}Yb , dan ^{75}Se . Radioisotop tersebut akan memancarkan radiasi secara terus menerus sepanjang waktu dan ke segala arah, sehingga bila digunakan secara langsung sangatlah tidak aman. Untuk itu diperlukan suatu kontener yang didesain khusus sebagai tempat penyimpanan

radioisotop pada saat tidak digunakan dan pada saat pengangkutan. Kontener tersebut dinamakan dengan *gamma projector* atau kamera gamma radiografi.

Kamera gamma memiliki keunggulan dibandingkan pesawat Sinar-X karena memiliki energi yang lebih tinggi sehingga daya tembus radiasi gamma juga lebih tinggi. Keunggulan radiasi gamma ini banyak dipilih untuk meradiasi spesimen yang tebal atau spesimen yang mempunyai densitas tinggi seperti pelat baja atau logam dengan ketebalan hingga 250 mm.

Kelengkapan pada kamera gamma antara lain : sumber radioaktif berbentuk kapsul yang terbungkus kuat dan tersambung permanen dengan kabel fleksibel, *stop ball* dan konektor yang disebut dengan *pigtail*, kabel pengendali (*drive sheath*), kabel pengarah (*guide tube*), kabel pengganti sumber (*extension guide tube*) dan *crank* seperti ditunjukkan dalam Gambar 1. Kamera gamma yang juga berfungsi sebagai kontener tersebut terbuat dari bahan logam, timah hitam (Pb), tungsten atau uranium susut kadar (*depleted uranium*). Bahan-bahan tersebut dipilih karena mempunyai daya serap radiasi yang tinggi sehingga mampu mengurangi intensitas pancaran radiasi ke lingkungan sekitar sampai pada batas paparan radiasi yang diizinkan sesuai dengan persyaratan proteksi radiasi.



Gambar 1. Kamera Gamma Radiografi Model Tech Ops 660B.

Kebocoran Sumber Radioaktif Tertutup

Sumber radioaktif tertutup pada kamera gamma radiografi harus dilakukan uji kebocoran setiap 6 bulan sekali.^{2,3} Pengujian kebocoran sumber radioaktif tertutup dapat dilakukan dengan berbagai metode seperti : tes usap (*wipe test*), uji rendam (*immersion test*), uji rendam didih (*boiling immersion test*), uji emanasi gas ²²⁶Ra (*gaseous emanation test (for ²²⁶Ra sources)*) dan uji emanasi sintilasi cair (*liquid scintillant emanation test (for ²²⁶Ra sources)*).³

Tes usap dilakukan dengan cara mengusap permukaan sumber radioaktif tertutup menggunakan bahan pengusap kemudian dicacah menggunakan spektrometer gamma dengan detektor

HPGe. Aktivitas sumber radioaktif hasil uji usap dihitung dengan persamaan⁴ :

$$A = \frac{(N_t - N_b)}{e \cdot P\gamma} \dots\dots\dots (1)$$

dengan,

- A : Aktivitas sumber radioaktif yang bocor pada tes usap (Bq)
- N_t : laju cacah sampel (cps)
- N_b : laju cacah latar (cps)
- ε : efisiensi pencacahan (ditentukan dari kurva kalibrasi efisiensi)
- Pγ : intensitas pancaran radiasi gamma.

Sumber radioaktif tertutup dinyatakan tidak bocor apabila aktivitas uji usap tidak melebihi 185 Bq (5 nCi).^{2,3}

Ketidakpastian pengukuran (*uncertainty*) tes usap (σ_A) dengan tingkat kepercayaan 95% dihitung dengan persamaan:⁵

$$sA = A \cdot 2 \sqrt{\left(\frac{sNt}{Nt}\right)^2 + \left(\frac{sNb}{Nb}\right)^2 + \left(\frac{se}{e}\right)^2 + \left(\frac{sPg}{Pg}\right)^2} \dots\dots\dots (2)$$

dengan σ_{Nt} , σ_{Nb} , σ_e , dan σ_{Pg} adalah deviasi standar dari masing-masing laju cacah sampel, laju cacah latar, efisiensi dan pancaran radiasi gamma.

Batas deteksi terendah (*LLD* = *lowest limit detection*) dengan tingkat kepercayaan 95 % dihitung dengan persamaan :

$$LLD = \frac{4,66 \sqrt{N_b / T_b}}{e \cdot Pg} \text{ (Bq)} \dots\dots\dots (3)$$

dengan T_b adalah durasi cacah latar (detik).

Kontaminasi

Kontaminasi adalah adanya substansi radioaktif yang mempunyai potensi bahaya radiasi interna. Kontaminasi pada kamera gamma terjadi akibat adanya kebocoran sumber radioaktif pada kamera gamma atau sumber radioaktif lain yang mengenai permukaan kamera gamma. Batasan tingkat kontaminasi pada permukaan benda adalah 0,04 Bq/cm² untuk pemancar alfa dan 0,4 Bq/cm² untuk pemancar beta dan gamma.⁶

Pengukuran kontaminasi dilakukan dengan metode tes usap yaitu dengan

mengusap bagian yang terkontaminasi menggunakan bahan pengusap dengan luasan usap sekitar 100 cm². Sampel tes usap tersebut dicacah menggunakan spektrometer gamma dengan detektor HPGe dan kontaminan hasil uji usap dihitung dengan persamaan :⁴

$$TK_u = \frac{C_b}{h \times Pg \times L \times F} \text{ Bq/cm}^2 \dots\dots (4)$$

dengan:

- TK_u : kontaminasi permukaan yang diusap (Bq/cm²)
- C_b : laju cacah bersih kontaminan (cps)
- L : luas permukaan yang diusap (cm²)
- η : efisiensi alat (ditentukan dari kurva kalibrasi efisiensi)
- Pg : intensitas pancaran radiasi γ
- F : faktor pindah tes usap

Ketidakpastian pengukuran (*uncertainty*) kontaminasi permukaan dengan tes usap (σ_{TK_u}) dengan tingkat kepercayaan 95% dihitung dengan persamaan: ⁵

$$sTK_u = TK_u \cdot 2 \sqrt{\left(\frac{sC_b}{C_b}\right)^2 + \left(\frac{sh}{h}\right)^2 + \left(\frac{sPg}{Pg}\right)^2 + \left(\frac{sL}{L}\right)^2 + \left(\frac{sF}{F}\right)^2} \dots\dots\dots(5)$$

dengan σ_{C_b} , σ_h , σ_{Pg} , σ_L , dan σ_F , adalah deviasi standar dari masing-masing laju cacah bersih kontaminan, efisiensi alat, pancaran radiasi γ , luas permukaan yang diusap dan faktor pindah tes usap.

Paparan Radiasi Sekitar Kamera Gamma

Kamera gamma merupakan peralatan paparan radiasi yang dibedakan menjadi klas P, klas M dan klas F^{2, 8}. Klas P adalah peralatan paparan radiasi 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. Paparan radiasi hasil pengukuran dikoreksi dengan cacah latar dan faktor kalibrasi seperti pada persamaan berikut :

$$X_g = (X_a - X_{Bg}) \times FK \dots\dots\dots (6)$$

dengan :

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

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

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

FK = faktor kalibrasi surveimeter Victoreen 492 (pada skala: $\times 1 = 1,02$, $\times 10$ dan $\times 100 = 1,07$).

Pada saat pengujian paparan radiasi idealnya digunakan sumber radioaktif dengan aktivitas maksimum sesuai dengan desain kamera gamma. Hal ini sulit dilakukan karena sumber radioaktif akan meluruh secara terus menerus sehingga pada saat pengujian aktivitasnya sudah berkurang dari aktivitas awalnya. Untuk mengetahui kemampuan kontener/kamera gamma dalam menyerap radiasi yang dipancarkan sumber radioaktif pada aktivitas maksimum, paparan radiasi maksimum dihitung menggunakan persamaan⁷ :

Tabel 1. Tingkat paparan radiasi maksimum kamera gamma untuk klas P, M dan F^{2, 8}.

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

$$D_{\max} = \frac{Dg_{\text{terukur}}}{A} \times A_{\max} \quad \text{mR/jam} \dots (7)$$

dengan,

D_{\max} : paparan radiasi maksimum sekitar kamera gamma (mR/jam).

Dg_{terukur} : paparan radiasi terukur sekitar kamera gamma (mR/jam).

A : aktivitas zat radioaktif pada saat pengukuran (Ci).

A_{\max} : aktivitas sumber radioaktif maksimum sesuai desain kamera gamma (Ci).

III. TATA KERJA

Uji Kebocoran Sumber Radioaktif.

Kamera gamma berisi sumber radioaktif ^{192}Ir dengan aktivitas 69,4 Ci pada tanggal 22 Agustus 2008 diletakkan di atas lantai datar. Kabel pengendali dan kabel pengarah dilepas dari kamera gamma radiografi. Bahan pengusap berupa kapas dililitkan pada ujung kawat fleksibel panjang 50 cm dan diikat, kemudian disemprot dengan *Rad-Con Surface Cleaner*. Sumber radioaktif ^{192}Ir yang terletak ditengah-tengah lubang kamera gamma radiografi diusap dengan ujung kawat fleksibel berisi kapas. Selanjutnya kapas dilepas dan

dimasukkan dalam plastik *double seal* dan diberi kode.

Spektrometer gamma dengan detektor HPGe buatan Ortec model GMX-25P4 dikalibrasi energi dan efisiensinya menggunakan sumber standar berbentuk titik (yaitu sumber ^{152}Eu aktivitas $(241,80 \pm 3,25)$ Bq pada tanggal 23 Januari 2005) buatan PTKMR-BATAN. Selanjutnya sampel tes usap dicacah selama 3600 detik dan aktivitasnya dihitung menggunakan Persamaan 1.

Uji Kontaminasi

Kabel pengarah, kabel pengganti sumber dan *crank* kabel pengendali diletakkan di atas plastik terpal. Bahan pengusap berupa kapas yang dililitkan pada ujung kawat fleksibel dengan panjang 50 cm disemprot dengan *Rad-Con Surface Cleaner*. Lubang kabel pengarah kamera gamma radiografi diusap dengan ujung kawat fleksibel berisi kapas, selanjutnya kapas dilepas dan dimasukkan dalam plastik *double seal* dan diberi kode. Luasan bagian yang diusap diukur menggunakan jangka sorong dan penggaris. Dengan cara yang sama dilakukan juga uji usap untuk lubang kabel pengganti sumber dan lubang kamera gamma bagian depan.

Bahan pengusap berupa kertas usap disemprot dengan *Rad-Con Surface Cleaner* kemudian permukaan luar kamera gamma radiografi diusap dengan kertas usap. Kertas usap hasil pengusapan dimasukkan dalam vial bervolume 250 ml dan diberi kode. Luasan bagian yang diusap diukur menggunakan meteran rol.

Brake pada *crank* kabel pengendali harus dipastikan dalam posisi *OFF*, kemudian engkol *crank* diputar ke arah *exposure* hingga kawat kira-kira 1 meter pada kabel pengendali *crank* keluar dari rumah kabel pengendali. Kertas usap atau bahan penyerap disemprot dengan *Rad-Con Surface Cleaner* kemudian ujung kawat kabel pengendali diusap. Kertas usap hasil pengusapan dimasukkan dalam vial bervolume 250 ml dan diberi kode. Luasan bagian yang diusap diukur menggunakan jangka sorong dan penggaris.

Spektrometer gamma dengan detektor HPGe buatan Ortec model GMX-25P4 dikalibrasi energi dan efisiensinya menggunakan sumber standar dalam wadah vial volume 250 ml yaitu : ^{133}Ba , ^{134}Cs , ^{137}Cs dan ^{60}Co dengan aktivitas masing-masing : $(137,14 \pm 0,66)$ Bq, $(41,23 \pm 0,35)$ Bq,

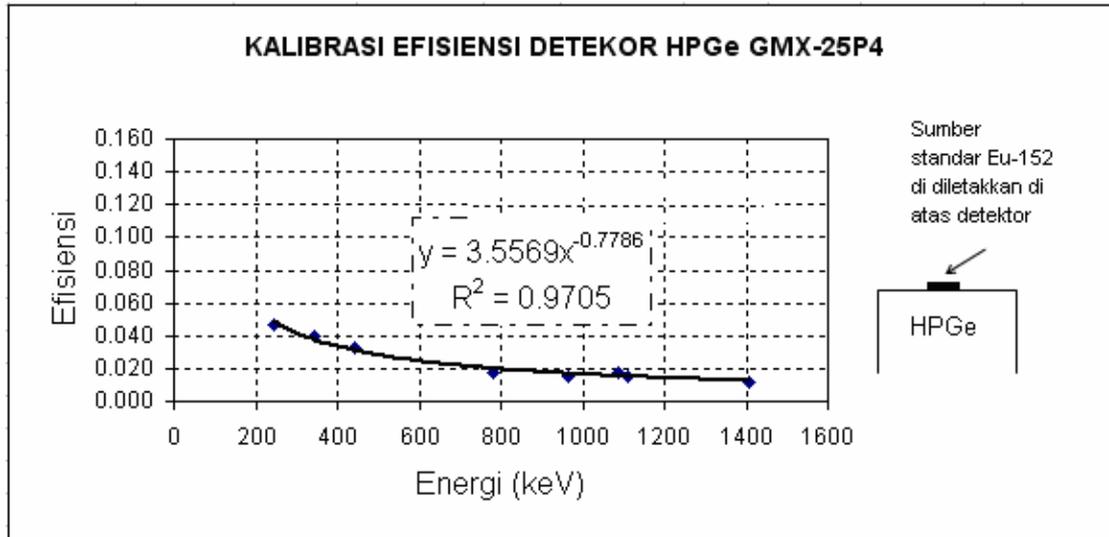
$(42,87 \pm 0,23)$ Bq dan $(165,75 \pm 1,44)$ Bq pada tanggal 1 Oktober 2004 buatan PTKMR-BATAN. Selanjutnya sampel tes usap dicacah selama 3600 detik dan aktivitas sampel usap dihitung menggunakan Persamaan 2.

Pengukuran Paparan Radiasi

Kamera gamma radiografi berisi sumber radioaktif ^{192}Ir dengan aktivitas 69,4 Ci pada tanggal 22 Agustus 2008 diletakkan di atas lantai datar. Paparan radiasi pada permukaan dan jarak 1 meter diukur dari permukaan pada posisi depan, samping kiri, belakang, samping kanan dan atas menggunakan survei meter Victoreen 492. Paparan hasil pengukuran dihitung menggunakan Persamaan 6 dan paparan radiasi pada kondisi aktivitas maksimum dihitung menggunakan Persamaan 7.

IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

Untuk menentukan kebocoran sumber radioaktif tertutup pada kamera gamma digunakan kurva kalibrasi efisiensi Spektrometer Gamma HPGe GMX-25P4 dengan sumber standar berbentuk titik seperti disajikan pada Gambar 1.



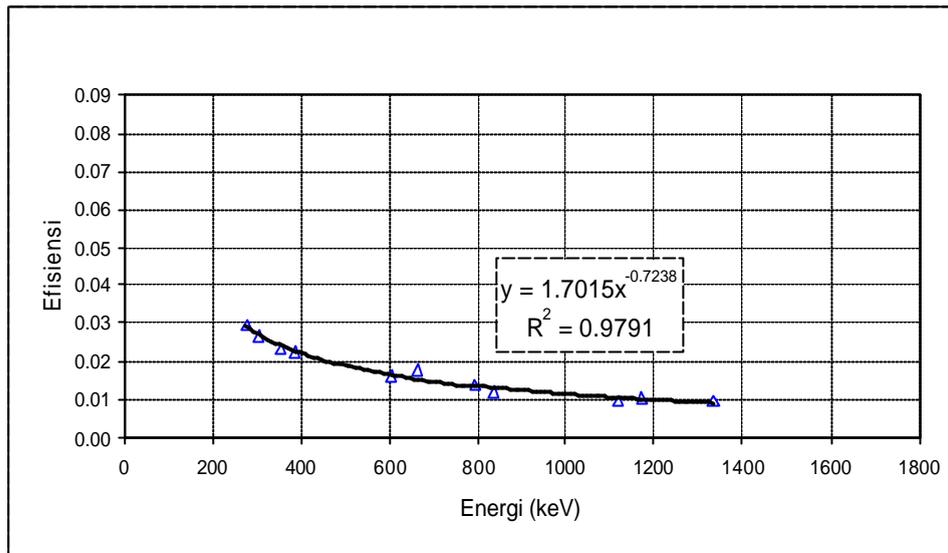
Gambar 1. Kurva kalibrasi efisiensi Spektrometert Gamma HPGe GMX-25P4 sebagai fungsi energi (keV) menggunakan sumber standar titik.

Dari kurva tersebut diperoleh nilai efisiensi pencacahan dari radioisotop ^{192}Ir pada energi 316,51 keV adalah 0,04020. Nilai pancaran radiasi radioisotop ^{192}Ir pada energi 316,51 keV adalah 0,83. Dengan menggunakan Persamaan 1 diperoleh nilai aktivitas sumber radioaktif yang bocor yaitu tidak terdeteksi (tt) atau di bawah batas deteksi terendah dari Spektrometer Gamma HPGe GMX-25P4 yaitu 0,49 Bq. Dengan demikian sumber radioaktif tertutup ^{192}Ir tersebut dinyatakan tidak bocor.

Sumber radioaktif yang digunakan pada kamera gamma radiografi adalah terbungkus dengan *double SS* yang dilas kuat dan lolos uji sesuai dengan ISO /TR 4826-1979 (E) sehingga kecil kemungkinan sumber tersebut bocor apabila digunakan dalam kondisi normal. Akan tetapi harus tetap dilakukan uji kebocoran sumber

radioaktif tertutup karena menurut keputusan Kepala BAPETEN No. 08/Ka-BAPETEN/V-99 tentang Ketentuan Keselamatan Radiografi Industri bahwa sumber radioaktif tersebut harus dilakukan uji kebocoran minimal 6 bulan sekali dan nilai hasil uji harus kurang dari 185 Bq (5 nCi).²

Untuk menentukan aktivitas kontaminan yang mengkontaminasi permukaan kamera gamma digunakan kurva kalibrasi efisiensi Spektrometer Gamma HPGe GMX-25P4 dengan sumber standar dalam wadah vial bervolume 250 ml seperti pada Gambar 2. Dari kurva tersebut diperoleh nilai efisiensi pencacahan dari radioisotop ^{192}Ir pada energi 316,51 keV adalah 0,04020 dan radioisotop ^{137}Cs pada energi 661,66 keV adalah 0,02264. Nilai kontaminasi permukaan kamera gamma hasil tes usap disajikan pada Tabel 2.



Gambar 2. Kurva kalibrasi efisiensi Spektrometer Gamma HPGe GMX-25P4 sebagai fungsi energi (keV) menggunakan sumber standar vial volume 250 ml.

Nilai kontaminasi permukaan pada kamera gamma adalah tidak terdeteksi pada lubang rumah kabel pengganti sumber, kawat kabel pengendali dan permukaan luar kamera gamma, sedangkan pada lubang rumah kabel pengendali adalah $(0,040 \pm 0,002)$ Bq/cm² dan pada lubang kamera bagian depan adalah $(0,250 \pm 0,006)$ Bq/cm². Pada lubang rumah kabel pengarah dan

lubang kamera depan terdapat kontaminan radioisotop ¹³⁷Cs. Hal ini terjadi karena pada kedua lubang tersebut menerima gesekan sumber radioaktif dengan frekuensi paling banyak. Disamping itu adanya belokan pada lubang kamera gamma dan belokan pada kabel pengarah menyebabkan gesekan antara sumber dengan lubang semakin besar.

Tabel 2. Nilai kontaminasi pada kamera gamma model Tech Ops 660B

No	Titik Pengusapan	Aktivitas Kontaminan (Bq/cm ²)	Keterangan
1.	Lubang rumah kabel pengarah	$0,040 \pm 0,002$	Terkontaminasi ¹³⁷ Cs
2.	Lubang rumah kabel pengganti sumber	Tidak terdeteksi	-
3.	Lubang kamera gamma bagian depan	$0,250 \pm 0,006$	Terkontaminasi ¹³⁷ Cs
4.	Permukaan luar kamera gamma	Tidak terdeteksi	-
5.	Kawat kabel pengendali	Tidak terdeteksi	-

Adanya kontaminan radioisotop ^{137}Cs pada kamera gamma yang menggunakan sumber radioaktif ^{192}Ir tersebut menimbulkan kecurigaan bahwa kamera gamma yang diuji pernah menggunakan sumber ^{137}Cs dalam pekerjaan radiografi sebelumnya. Hal ini dapat dilihat bahwa tidak ada kontaminan sedikitpun dari sumber radioaktif ^{192}Ir dalam permukaan kamera gamma dan tidak adanya kebocoran sumber radioaktif pada saat uji kebocoran. Nilai kontaminasi pada lubang kabel pengarah dan lubang kamera gamma bagian depan tersebut $< 0,4 \text{ Bq/cm}^2$ sehingga tidak perlu dilakukan dekontaminasi.

Hasil pengukuran paparan radiasi di sekitar kamera gamma model Tech Ops 660B disajikan pada Tabel 3.

Nilai paparan radiasi pada permukaan kamera gamma pada saat aktivitas sumber radioaktif ^{192}Ir sama dengan 69,4 Ci adalah berkisar antara

26,52 mR/jam hingga 53,04 mR/jam. Nilai paparan terendah pada posisi samping kiri kamera gamma dan paling tinggi pada bagian depan kamera gamma. Sedangkan nilai paparan pada jarak 1 meter berkisar antara 0,54 mR/jam pada bagian samping kiri dan samping kanan hingga 1,93 mR/jam pada posisi depan kamera gamma.

Nilai paparan radiasi pada permukaan kamera gamma berdasarkan perhitungan jika aktivitas sumber radioaktif ^{192}Ir yang digunakan 100 Ci adalah berkisar antara 38,21 mR/jam hingga 76,43 mR/jam. Nilai paparan terendah pada posisi samping kiri kamera gamma dan paling tinggi pada bagian depan kamera gamma. Sedangkan nilai paparan pada jarak 1 meter berkisar antara 0,78 mR/jam pada bagian samping kiri dan samping kanan hingga 2,78 mR/jam pada posisi depan kamera gamma.

Tabel 3. Paparan radiasi pada permukaan kamera gamma dan jarak 1 meter

No.	Titik pengukuran	Rerata paparan radiasi (mR/jam) pada saat:			
		Aktivitas ^{192}Ir : 69,4 Ci		Aktivitas ^{192}Ir : 100 Ci	
		Permukaan	Jarak 1 meter	Permukaan	Jarak 1 meter
1	Depan kamera	53,04	1,93	76,43	2,78
2	Samping kanan kamera	32,64	0,54	47,03	0,78
3	Belakang kamera	27,54	1,50	39,68	2,16
4	Samping kiri kamera	26,52	0,54	38,21	0,78
5	Atas kamera	39,78	0,75	57,32	1,08

Dari hasil pengukuran paparan radiasi sekitar kamera gamma pada saat aktivitas sumber radioaktif ^{192}Ir yang digunakan 69,4 Ci adalah tidak melebihi batas maksimum yang diizinkan yaitu 200 mR/jam pada permukaan dan 2 mR/jam pada jarak 1 meter dari permukaan luar kamera gamma kelas P. Akan tetapi jika kamera gamma diuji dengan aktivitas maksimum (100 Ci), berdasarkan perhitungan terjadi paparan radiasi yang melebihi batas maksimum yang diizinkan yaitu pada posisi pengukuran di depan dan belakang kamera gamma pada jarak 1 meter yaitu 2,78 mR/jam dan 2,16 mR/jam. Berdasarkan perhitungan tidak akan terjadi paparan radiasi melebihi batas maksimum yang diizinkan apabila aktivitas sumber radioaktif yang digunakan pada kamera gamma tidak melebihi 75 Ci.

Kamera gamma model Tech Ops 660B tersebut lolos uji sesuai dengan Keputusan Kepala BAPETEN nomor: 08/Ka-BAPETEN/V-99 tentang Ketentuan Keselamatan Radiografi Industri. Agar tidak terjadi paparan radiasi yang melebihi batas maksimum yang diizinkan maka aktivitas sumber radioaktif maksimum yang boleh digunakan pada kamera gamma adalah 75 Ci.

V. KESIMPULAN:

Nilai uji kebocoran sumber radioaktif tertutup ^{192}Ir pada kamera gamma model Tech Ops 660B adalah tidak terdeteksi atau di bawah batas deteksi terendah yaitu 0,49 Bq sehingga sumber tersebut dinyatakan tidak bocor. Kontaminasi permukaan pada kamera gamma antara tidak terdeteksi hingga $(0,040 \pm 0,002)$ Bq/cm² pada lubang rumah kabel pengarah dan $(0,250 \pm 0,006)$ Bq/cm² pada lubang kamera gamma bagian depan dengan kontaminan radioisotop ^{137}Cs . Nilai kontaminasi $< 0,4$ Bq/cm² sehingga tidak perlu dilakukan dekontaminasi.

Paparan radiasi tertinggi pada permukaan kamera gamma terdapat pada posisi depan kamera gamma yaitu 53,04 mR/jam dan pada jarak 1 meter adalah 1,93 mR/jam. Nilai tersebut masih di bawah nilai batas yang diizinkan yaitu 200 mR/jam pada permukaan dan 2 mR/jam pada jarak 1 meter. Kamera gamma model Tech Ops 660B lolos uji sesuai dengan keputusan Kepala BAPETEN No. 08/Ka-BAPETEN/V-99 dengan aktivitas maksimum sumber radioaktif yang digunakan yaitu 75 Ci.

DAFTAR PUSTAKA

1. www.bapeten.go.id, Data Perizinan Pemanfaatan Zat Radioaktif dan/atau Sumber Radiasi, BAPETEN, Jakarta (2008).
2. BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR, Keputusan Kepala BAPETEN nomor: 08/Ka-BAPETEN/V-99 tentang Ketentuan Keselamatan Radiografi Industri, Jakarta (1999).
3. INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Technical Report 4826, International Standard ISO/TR 4826-1979 (E), Sealed Radioactive Sources – Leak Test Methods, ISO, Switzerland, (1979).
4. INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, International Standard, International Standard ISO 7503-1 : 1988 (E), Evaluation of Surface Contamination, ISO, Switzerland, (1988).
5. CEMBER, H., “Introduction to Health Physics”, Second Edition-revised and Enlarged, Health Professions Division, McGraw-Hill, Inc (1983).
6. BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR, Keputusan Kepala BAPETEN nomor: 04/Ka-BAPETEN/V-99 tentang Ketentuan Keselamatan Pengangkutan Zat Radioaktif, Jakarta (1999).
7. KANNAN R., Yadaf R. K., Rajoo Kumar and Bhatt B. C., Quality Assurance Procedure For Functional Performance of Industrial Gamma Radiography, BARC, Mumbai, India (2003).
8. INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, International Standard, Radiation Protection – Apparatus for Industrial Gamma Radiography – Specifications for Performance, Design and Test, ISO 3999 : 2004(E), Second Edition, Switzerland, (2004).

KONSENTRASI URANIUM, THORIUM DAN KALIUM DALAM PRODUK PASIR YANG DIPASARKAN DI BANDUNG

Rasito, Zulfakhri, Rini H. Oetami, Cayadi^{*)}, Zaenal Arifin, dan Soleh Sofyan

Pusat Teknologi Nuklir Bahan dan Radiometri, BATAN

^{*)}Jurusan Fisika FMIPA Universitas Diponegoro - Semarang

ABSTRAK

KONSENTRASI URANIUM, THORIUM, DAN KALIUM DALAM PRODUK PASIR YANG DIPASARKAN DI BANDUNG. Telah dilakukan pengukuran konsentrasi radionuklida alam yaitu uranium, thorium, dan kalium dalam pasir menggunakan metode spektrometri sinar- γ . Sembilan cuplikan pasir yang dipasarkan di Bandung diambil dari tiga lokasi produksi pasir di Jawa Barat yaitu Garut, Sumedang, dan Bandung. Konsentrasi uranium ditentukan berdasarkan konsentrasi rata-rata ^{214}Pb dan ^{214}Bi , thorium menggunakan ^{212}Pb dan ^{228}Ac , dan kalium menggunakan ^{40}K . Pengukuran konsentrasi anak luruh dilakukan setelah sampel mencapai kesetimbangan. Dengan metode spektrometri sinar- γ diperoleh konsentrasi uranium $1,50\pm 0,03 \mu\text{g/g}$, thorium $6,27\pm 0,09 \mu\text{g/g}$, dan kalium $11471,01\pm 120,20 \mu\text{g/g}$. Konsentrasi uranium di dalam pasir tersebut lebih tinggi dibandingkan hasil pengukuran di beberapa negara lain, sedangkan konsentrasi thorium dan kalium lebih rendah. Kontribusi dosis gamma dari pasir adalah rendah karena aktivitas radium ekivalen (Ra_{eq}) yang diperoleh adalah $80,8 \text{ Bq/kg}$, sedangkan nilai batas dosis gamma untuk berbagai jenis material bangunan adalah $1,5 \text{ mSv}$ per tahun yang setara dengan Ra_{eq} sebesar 370 Bq/kg .

Kata kunci: radionuklida alam, pasir, spektrometri sinar- γ .

ABSTRACT

CONCENTRATIONS OF URANIUM, THORIUM, AND POTASSIUM IN SAND PRODUCTS MARKETED IN BANDUNG. The presence of natural radionuclide concentration of nine samples from three sands production location in West Java i.e Garut, Sumedang, and Bandung have been analyzed. Natural radioactivity (i.e uranium, thorium, and potassium) in sands was determinates using γ -rays spectrometry method. All nine samples were measured after equilibrium conditions. The concentration of uranium was determined from the average concentrations of the ^{214}Pb and ^{214}Bi , thorium was determined from the average concentrations of the ^{212}Pb and ^{228}Ac , and that of potassium was determined from concentration of the ^{40}K . The uranium concentrations in sand were $1.0\pm 0.3 \mu\text{g/g}$, thorium $6.7\pm 0.09 \mu\text{g/g}$, and potassium $11471.1\pm 120.0 \mu\text{g/g}$. The uranium, thorium, and potassium concentrations were lower than those of the other country value. The contribution of gamma-dose from sands were lower than dose limit for building material, the radium equivalent (Ra_{eq}) activity was 80.8 Bq/kg , while the gamma-dose limit for building material was 1.5 mSv per year, that was equivalent to 370 Bq/kg (Ra_{eq}).

Key words: natural radionuclides, sands, γ -ray spectrometry

I. PENDAHULUAN

Pasir merupakan material berbentuk butiran yang terdiri dari batu-batu kecil dan partikel-partikel mineral

yang berasal dari pelapukan batuan karena air dan hujan (cuaca). Komponen dasar pasir adalah silika atau silikon dioksida (SiO_2) yang biasanya berbentuk

kuarsa. Komponen penyusun pasir sangat beragam, bergantung dari sumber batuan lokal dan kondisi alam. Pasir putih di daerah pesisir pantai tropis dan subtropis mengandung kapur, sedikit batuan koral dan kulit kerang disamping material organik lainnya. Beberapa jenis pasir mengandung *magnetite* (Fe_3O_4), *chlorite*, *glauconite* dan *Gypsum*. Pasir yang kaya akan *Magnetite* berwarna antara gelap sampai hitam seperti pasir yang berasal dari lava gunung berapi dan lahar. Pasir *chlorite-glauconite* berwarna hijau dan berasal dari lava dengan kandungan *olivine* yang tinggi. Karena bahan dasar pasir diambil dari tanah dan batuan maka dimungkinkan di dalam pasir juga terkandung radionuklida alam meskipun dalam jumlah kecil¹.

Radionuklida alam yaitu uranium, thorium, dan kalium banyak terdapat dalam tanah dan batuan. Mineral uranium terdapat dalam kerak bumi pada semua jenis batuan. Pada umumnya uranium dalam batuan terdistribusi secara merata dan dapat dijumpai dalam bentuk mineral uranit maupun oksida kompleks euksinit betafit. Uranit merupakan mineral yang kandungan utamanya adalah uranium (80%) sedangkan *euksinit betafit* kandungan uraniumnya 20%. Uranium memiliki beberapa isotop dengan kelimpahan yang

berbeda yaitu 99,275% (^{238}U), 0,72% (^{235}U), dan 0,005% (^{234}U). Thorium terdapat dalam jumlah sedikit terutama dalam batuan dan tanah. Kandungan thorium di tanah sekitar 12 ppm dengan isotop terbanyak adalah ^{232}Th dengan kelimpahan 100%^{2,3}.

Dengan bahan dasar pasir yang berasal dari batuan alam maka pasir memiliki kandungan radionuklida alam. Sebagai salah satu bahan bangunan maka keberadaan radionuklida alam di dalam pasir akan memberikan bahaya radiasi eksterna dan interna terhadap penghuni bangunan. Bahaya radiasi eksterna adalah radiasi gamma yang dipancarkan dari masing-masing radionuklida, sedangkan bahaya interna adalah terhirupnya gas radon dan thoron yang merupakan gas radioaktif alam hasil peluruhan uranium dan thorium. Salah satu dampak radiologis dari terhirupnya gas tersebut adalah potensi timbulnya kanker paru-paru. Untuk itu perlu dilakukan pembuktian kandungan radionuklida alam dalam pasir serta pengukuran konsentrasinya sebagai data untuk menghitung potensi bahaya radiasi yang ditimbulkan.

Beberapa metode dapat dilakukan untuk mengetahui konsentrasi radionuklida alam tersebut, salah satunya adalah spektrometri sinar- γ . Pengukuran

konsentrasi dengan metode spektrometri sinar- γ relatif mudah dilakukan, karena selain anak luruh radionuklida alam umumnya merupakan pemancar sinar- γ , dalam metode ini juga tidak membutuhkan preparasi sampel yang rumit. Oleh karena itu pengukuran konsentrasi uranium, thorium, dan kalium dilakukan dengan menggunakan spektrometri sinar- γ .

II. TATA KERJA

Penentuan konsentrasi uranium, thorium, dan kalium dalam pasir dilakukan melalui tiga tahapan yaitu pencuplikan pasir, pencacahan dengan spektrometer sinar- γ , dan perhitungan konsentrasi.

1. Pencuplikan pasir

Cuplikan pasir berupa sembilan jenis pasir yang banyak dipasarkan di Bandung. Jenis-jenis pasir tersebut memiliki nama sesuai dengan nama lokasi penambangannya, yaitu Cipesing (2 lokasi), Garut (2 lokasi), Cimalaka (2 lokasi), Padalarang, Siliwangi, dan Cilutung.

Cuplikan pasir masing-masing 1 kg diambil dari lokasi produksi, kemudian dipanaskan menggunakan lampu pemanas hingga kering. Pasir yang telah kering selanjutnya dihaluskan menggunakan mortar, diayak dengan

ayakan berukuran 40 mesh (425 μm). Pengayakan dimaksudkan untuk mengkondisikan cuplikan lebih homogen dan untuk mendapatkan ukuran butiran yang lebih kecil. Homogenitas dan ukuran butiran cuplikan akan mengurangi serapan diri sinar- γ oleh material cuplikan. Namun demikian serapan diri sinar- γ oleh material cuplikan hanya signifikan untuk energi gamma di bawah 400 keV⁴.

Masing-masing cuplikan hasil pengayakan ditimbang dan diambil sebanyak 500 gram kemudian dimasukkan ke dalam wadah marinelli ukuran 500 mL. Wadah marinelli ditutup rapat dan disegel menggunakan selotip sehingga diharapkan tidak ada udara (gas radon) yang ke luar dari wadah. Sebelum dilakukan pencacahan, cuplikan didiamkan terlebih dahulu selama tiga hingga empat pekan untuk mendapatkan kondisi setimbang^{4,5}.

2. Pengukuran dengan spektrometer-g

Cuplikan yang telah didiamkan selama empat minggu selanjutnya diukur radioaktivitasnya dengan spektrometer sinar- γ . Dalam pengukuran radioaktivitas dengan spektrometer sinar- γ di Lab. Analisis Radioaktifitas Lingkungan (ARL) Bidang Keselamatan dan Kesehatan (K2) PTNBR-BATAN Bandung digunakan detektor *high purity*

germanium (HPGe) dengan efisiensi 30% relatif terhadap sintilator NaI(Tl) 3"x3", serta satu set *multichannel analyzer* (MCA). Resolusi energi atau *full width at half maximum* (FWHM) detektor diperoleh 1,87 keV pada energi 1,33 MeV yang merupakan energi transisi ^{60}Co . Untuk penampilan dan analisis spektrum digunakan *software* PCA II *Nucleus*. Untuk mendapatkan spektrum latar belakang atau kondisi tanpa cuplikan maka dilakukan pencacahan wadah marinelli kosong selama 80.000 detik. Nilai MDA pencacahan selama 80.000 detik untuk pengukuran ^{238}U dan ^{232}Th adalah 0,6 Bq/kg; sementara ^{40}K adalah 1,9 Bq/kg.

Pengukuran radioaktivitas dilakukan dengan menempatkan cuplikan dalam detektor HPGe. Cuplikan dicacah selama 80.000 detik (± 22 jam) dan tiap cuplikan dicacah sebanyak tiga kali. Perlakuan ataupun kondisi cuplikan saat pencacahan dibuat mendekati dengan

kondisi kalibrasi efisiensi menggunakan sumber standar. Karena spektrometri sinar- γ merupakan metode pengukuran relatif maka untuk identifikasi jenis nuklida dan pengukuran radioaktivitasnya diperlukan kalibrasi pada spektrometer, yaitu kalibrasi energi dan kalibrasi efisiensi menggunakan sumber standar.

3. Kalibrasi energi

Kalibrasi energi pada MCA, dimaksudkan untuk mengubah cacahan sebagai fungsi kanal (*channel*) menjadi cacahan sebagai fungsi energi. Untuk melakukan kalibrasi energi digunakan sumber standar titik multi energi yang berisi nuklida ^{241}Am (59,5 keV); ^{137}Cs (661,6 keV); dan ^{60}Co (1173 keV dan 1332 keV). Hasil kalibrasi energi selanjutnya digunakan untuk mengidentifikasi nuklida ^{214}Pb (352 keV), ^{214}Bi (609 keV), ^{228}Ac (911 keV), ^{212}Pb (238 keV), dan ^{40}K (1460 keV).



Gambar 1. Spektrometer sinar- γ di Lab. ARL PTNBR-BATAN, Bandung.

4. Kalibrasi efisiensi

Kalibrasi efisiensi dilakukan untuk mengetahui efisiensi cacahan detektor untuk energi gamma yang dipancarkan dari masing-masing nuklida. Nilai efisiensi cacahan detektor yang diperoleh untuk masing-masing energi gamma selanjutnya digunakan untuk menghitung konsentrasi kedua nuklida di dalam cuplikan. Untuk dapat melakukan kalibrasi efisiensi dibutuhkan sumber standar dengan kondisi pencacahan yang sama, yaitu wujud, geometri, energi gamma yang dipancarkan, dan waktu pencacahan yang sama dengan cuplikan. Untuk kalibrasi efisiensi digunakan material standar IAEA dengan kode RGTh-1 (Th, U, dan K), RGU-1 (U), dan RGK-1 (K) dengan konsentrasi unsur diperlihatkan pada Tabel 1. Material standar digunakan untuk menentukan nilai efisiensi untuk masing-masing energi gamma dari nuklida anak luruh yang akan diidentifikasi.

Tabel 1. Material standar RGU-1, RGTh-1, dan RGK-1

No.	Kode	Unsur	Konst. ($\mu\text{g/g}$)
1.	RGU-1	U	400
2.	RGTh-1	Th	800
3.	RGK-1	K	448000

5. Penentuan Konsentrasi ^{214}Pb , ^{214}Bi , ^{228}Ac , ^{212}Pb , dan ^{40}K

Radionuklida ^{214}Pb , ^{214}Bi , ^{228}Ac , ^{212}Pb , dan ^{40}K di dalam cuplikan diidentifikasi berdasarkan nilai (puncak) energi dalam spektrum sinar- γ . Puncak dari nuklida ^{214}Pb cukup banyak, namun puncak yang paling tinggi adalah pada energi 352 keV, dengan kelimpahan gamma terbesar yaitu 37 %. Sementara puncak tertinggi untuk ^{214}Bi adalah pada energi gamma 609 keV dengan kelimpahan gamma 44,9 %³. Energi yang digunakan untuk mengidentifikasi nuklida ^{228}Ac cukup banyak. Namun puncak yang paling tinggi adalah pada energi 911 keV karena kelimpahan gammanya yang paling besar yaitu 25 %. Sementara energi gamma untuk ^{212}Pb digunakan 238 keV dikarenakan kelimpahannya yang paling besar yaitu 43 %. Untuk identifikasi ^{40}K digunakan energi gamma 1460 keV dengan kelimpahan 10,7 %. Masing-masing puncak energi yang ditampilkan pada spektrum selanjutnya digunakan untuk menghitung aktivitas ^{214}Pb , ^{214}Bi , ^{228}Ac , ^{212}Pb , dan ^{40}K . Konsentrasi nuklida anak luruh (A) tersebut dihitung menggunakan persamaan;

$$A = \frac{cps}{e \cdot I_g \cdot m} \quad (\text{Bq/kg}), \dots\dots\dots (1)$$

dengan cps adalah cacah per detik yang ditampilkan oleh MCA, e adalah nilai

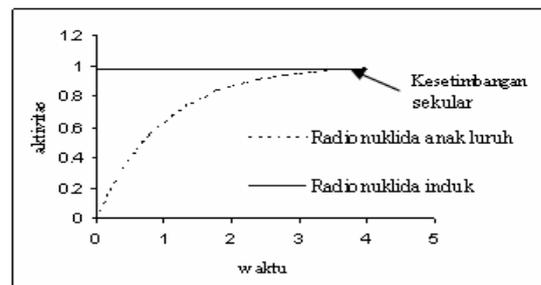
efisiensi dari masing-masing energi berdasarkan hasil kalibrasi efisiensi, I_g adalah kelimpahan sinar- γ dari masing-masing puncak energi kedua nuklida, dan m adalah massa cuplikan.

2.2. Perhitungan konsentrasi U, Th, dan K

Konsentrasi U ditentukan dari hasil perhitungan konsentrasi ^{238}U yang didasarkan pada nilai rata-rata konsentrasi ^{214}Pb dan ^{214}Bi . Konsentrasi Th ditentukan dari hasil perhitungan konsentrasi ^{232}Th yang didasarkan pada nilai rata-rata konsentrasi ^{228}Ac dan ^{212}Pb . Adapun konsentrasi K ditentukan berdasarkan nilai konsentrasi ^{40}K yang langsung diperoleh dari hasil pencacahan.

Penentuan konsentrasi ^{238}U dan ^{232}Th dari nilai rata-rata konsentrasi anak luruhnya adalah berdasarkan asumsi bahwa telah terjadi kesetimbangan sekular pada cuplikan⁵. Dalam peluruhan radionuklida dengan umur paro yang jauh lebih panjang dibandingkan nuklida anak luruhnya akan mengalami kesetimbangan sebagaimana diperlihatkan pada Gambar 2. Dengan lamanya umur bumi maka konsentrasi uranium dengan radium dianggap telah setimbang⁵. Sementara kesetimbangan radium dengan anak luruhnya (radon) pada keadaan normal sulit tercapai karena sifat radon yang berwujud gas yang mudah lepas ke udara

ketika terbentuk. Untuk mendapatkan kondisi setimbang antara uranium, radium, radon, dan anak luruhnya maka wadah cuplikan harus ditutup rapat sehingga tidak dimungkinkan gas radon dapat keluar. Perlakuan ini akan menghasilkan kesetimbangan dalam peluruhannya sebagaimana diperlihatkan pada Gambar 2.



Gambar 2. Kesetimbangan sekular pada peluruhan nuklida umur panjang.

Konsentrasi ^{238}U dan ^{232}Th (A_T) dari dua anak luruhnya masing-masing dapat diperoleh dengan menghitung konsentrasi rata-rata anak luruhnya yang dirumuskan dengan ;

$$A_T = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n A_i \text{ (Bq/kg)}, \dots\dots\dots(2)$$

dengan A_i adalah konsentrasi anak luruh ke- i ($i=1,2,3,\dots,n$).

Konsentrasi ^{238}U , ^{232}Th , dan ^{40}K yang diperoleh selanjutnya digunakan untuk menghitung konsentrasi U, Th, dan K. Konsentrasi atau fraksi (F) unsur U, Th, dan K dari hasil perhitungan konsentrasi ^{238}U , ^{232}Th , dan ^{40}K diperoleh dengan menggunakan persamaan (4):

$$F = \frac{M \cdot C}{I \cdot N_A \cdot f} \cdot A_T \quad (\mu\text{g/g}), \quad \dots\dots\dots(3)$$

dengan M adalah massa atom (kg/mol), C adalah konstanta konversi (10^6), I adalah konstanta peluruhan, N_A adalah bilangan Avogadro ($6,03 \times 10^{23}$ atom/mol), dan f adalah kelimpahan isotop ^{238}U , ^{232}Th , dan ^{40}K di alam.

2.3. Perhitungan Radium ekivalen

Radium ekivalen (Ra_{eq}) merupakan nilai radioaktivitas yang menghasilkan dosis gamma sama dari masing-masing sumber gamma ^{238}U , ^{232}Th , dan ^{40}K . Aktivitas Ra_{eq} dihitung menggunakan persamaan yang diperoleh Beretka dan Mathew ⁴:

$$Ra_{eq} = A_{Ra} + 1.43 A_{Th} + 0.077 A_K \quad (\text{Bq/kg}) \dots\dots(4)$$

dengan A_{Ra} , A_{Th} , dan A_K adalah konsentrasi aktivitas ^{238}U , ^{232}Th , dan ^{40}K . Persamaan (4) didasarkan pada perkiraan bahwa 370 Bq/kg untuk ^{238}U , 259 Bq/kg untuk ^{232}Th , dan 4810 Bq/kg untuk ^{40}K akan menghasilkan dosis gamma yang sama.

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Pada penelitian ini konsentrasi U, Th, dan K ditentukan menggunakan metode spektrometri sinar- γ dengan material standar RGTh-1, RGU-1 dan RGK-1 yang dimasukkan ke dalam

marinelli ukuran 500 mL. Material standar RGU merupakan bijih uranium dan RGTh-1 merupakan bijih thorium yang masing-masing ditambah dengan campuran silika, sedangkan material standar RGK-1 merupakan senyawa kalium sulfat (K_2SO_4). Konsentrasi U, Th, dan K di dalam ketiga material standar diperlihatkan pada Tabel 1. Material standar RGU-1 untuk perhitungan U, RGTh-1 digunakan untuk perhitungan konsentrasi Th, dan RGK-1 untuk perhitungan K. Material standar tersebut dicacah menggunakan spektrometer sinar- γ dengan lama waktu pencacahan yang sama dengan cuplikan. Konsentrasi ^{238}U , ^{232}Th , dan ^{40}K dihitung berdasarkan perhitungan kelimpahan isotop U, Th, dan K di dalam material standar. Pencacahan dilakukan untuk mendeteksi nuklida ^{214}Pb , ^{214}Bi , ^{228}Ac , ^{212}Pb , dan ^{40}K . Hasil yang diperoleh selanjutnya digunakan untuk menghitung nilai efisiensi energi gamma dari nuklida ^{214}Pb , ^{214}Bi , ^{228}Ac , ^{212}Pb , dan ^{40}K . Sebelum pencacahan cuplikan pasir, dilakukan pencacahan latar belakang yaitu dengan mencacah wadah marinelli kosong selama 80.000 detik dengan hasil tampilan spektrum sinar- γ sebagaimana diperlihatkan pada Gambar 3.

Sembilan cuplikan pasir yang telah didiamkan selama empat minggu dicacah dengan spektrometer sinar- γ untuk mendeteksi ^{214}Pb , ^{214}Bi , ^{228}Ac , ^{212}Pb , dan ^{40}K . Nilai cacahan yang diambil hanya yang memiliki ralat cacahan $< 10\%$. Salah satu bentuk tampilan spektrum sinar- γ dari cuplikan pasir dengan kode cuplikan PS-05 diperlihatkan pada Gambar 4. Dengan menggunakan persamaan 1 dan mensubstitusikan masing-masing nilai efisiensi yang telah diperoleh dari pencacahan material standar maka didapatkan konsentrasi ^{214}Pb , ^{214}Bi , ^{228}Ac , ^{212}Pb , dan ^{40}K dalam cuplikan pasir. Konsentrasi nuklida ^{214}Pb , ^{214}Bi , ^{228}Ac , ^{212}Pb , dan ^{40}K tersebut selanjutnya dengan Persamaan 2 digunakan untuk menghitung konsentrasi ^{238}U , ^{232}Th , dan ^{40}K . Hasil perhitungan memperlihatkan konsentrasi rata-rata ^{238}U , ^{232}Th , dan ^{40}K dalam pasir adalah $18,7\text{ Bq/kg}$; $25,7\text{ Bq/kg}$; dan $361,7\text{ Bq/kg}$, dapat dilihat pada Tabel 2. Dan dengan persamaan (3) diperoleh konsentrasi rata-rata U, Th, dan K dalam pasir adalah $1,50\pm 0,03\ \mu\text{g/g}$; $6,27\pm 0,09\ \mu\text{g/g}$; dan $11471,01\pm 120,20\ \mu\text{g/g}$. Hasil perhitungan konsentrasi U, Th, dan K dari seluruh cuplikan diperlihatkan pada Tabel 3.

Konsentrasi U, Th, dan K paling besar diperoleh pada cuplikan yang di ambil dari penambangan Cipesing

Bandung yaitu cuplikan PS-1 dan PS-2, dan paling rendah diperoleh pada cuplikan yang di ambil dari penambangan Garut yaitu cuplikan PS-4. Perbedaan konsentrasi U, Th, dan K dalam pasir dapat dipengaruhi dari kondisi geologi dan geografi dari lokasi penambangan yang berbeda-beda. Untuk batuan sedimen umumnya memiliki kandungan U, Th, dan K yang lebih rendah⁵. Untuk itu konsentrasi U, Th, dan K yang tinggi pada pasir Cipesing dapat disebabkan dari tingginya kandungan tanah dalam pasir, sementara U, Th, dan K yang rendah pada pasir Garut lebih disebabkan dari tingginya kandungan batuan terutama besinya. Hasil ini menunjukkan tingginya konsentrasi U di dalam tanah dan batuan di daerah sumber bahan baku. Konsentrasi U yang tinggi berpotensi tingginya lepasan gas radon (^{222}Rn) dari bahan di samping paparan radiasinya yang juga tinggi. Konsentrasi Th yang tinggi akan berpotensi tingginya lepasan gas thoron (^{220}Rn) disamping paparan radiasinya yang juga tinggi, sementara tingginya konsentrasi K di pasir hanya mempengaruhi tingginya paparan radiasi sinar- γ .

Tabel 2. Konsentrasi ^{238}U , ^{232}Th , dan ^{40}K dalam cuplikan pasir

No.	Kode cuplikan	Lokasi	Konsentrasi (Bq/kg)		
			^{238}U	^{232}Th	^{40}K
1.	PS-1	Cipesing A	$30,0 \pm 0,2$	$41,3 \pm 0,7$	$651,0 \pm 6,2$
2.	PS-2	Cipesing B	$18,3 \pm 0,3$	$27,1 \pm 0,3$	$375,2 \pm 4,7$
3.	PS-3	Garut A	$20,2 \pm 0,6$	$25,7 \pm 0,4$	$354,7 \pm 4,1$
4.	PS-4	Garut B	$6,3 \pm 0,3$	$4,4 \pm 0,2$	$147,6 \pm 3,1$
5.	PS-5	Cimalaka A	$21,3 \pm 0,8$	$28,5 \pm 0,6$	$355,8 \pm 2,9$
6.	PS-6	Cimalaka B	$21,1 \pm 0,2$	$28,3 \pm 0,2$	$481,4 \pm 4,6$
7.	PS-7	Padalarang	$18,9 \pm 0,3$	$28,2 \pm 0,4$	$384,5 \pm 6,6$
8.	PS-8	Siliwangi	$11,7 \pm 0,7$	$22,3 \pm 0,8$	$148,7 \pm 8,0$
9.	PS-9	Cilutung	$20,7 \pm 0,1$	$25,5 \pm 0,2$	$356,8 \pm 3,1$

Tabel 3. Konsentrasi U, Th, dan K dalam cuplikan pasir

No.	Kode cuplikan	Lokasi	Konsentrasi ($\mu\text{g/g}$)		
			U	Th	K
1.	PS-1	Cipesing A	$2,4 \pm 0,02$	$10,1 \pm 0,2$	20651 ± 198
2.	PS-2	Cipesing B	$1,6 \pm 0,07$	$6,6 \pm 0,1$	11870 ± 117
3.	PS-3	Garut A	$1,6 \pm 0,05$	$6,2 \pm 0,1$	11252 ± 130
4.	PS-4	Garut B	$0,5 \pm 0,01$	$1,1 \pm 0,1$	4683 ± 69
5.	PS-5	Cimalaka A	$1,7 \pm 0,04$	$6,9 \pm 0,1$	11285 ± 65
6.	PS-6	Cimalaka B	$1,7 \pm 0,01$	$6,9 \pm 0,1$	15269 ± 103
7.	PS-7	Padalarang	$1,5 \pm 0,02$	$6,9 \pm 0,1$	12195 ± 149
8.	PS-8	Siliwangi	$0,9 \pm 0,04$	$5,4 \pm 0,1$	4715 ± 181
9.	PS-9	Cilutung	$1,6 \pm 0,001$	$6,2 \pm 0,1$	11317 ± 69

Untuk perbandingan, pada Tabel 4 diperlihatkan beberapa hasil pengukuran konsentrasi U, Th, dan K dalam pasir di beberapa negara. Dalam Tabel 4, dapat dilihat bahwa dibandingkan hasil

pengukuran radionuklida alam dalam pasir di beberapa negara, pasir di Indonesia (Bandung) memiliki konsentrasi U, Th, dan K yang termasuk rendah.

Tabel 4. Konsentrasi U, Th, dan K dalam pasir di beberapa negara

Negara	Konsentrasi ($\mu\text{g/g}$)			Ref.
	U	Th	K	
Indonesia (Bandung)	1,5	6,3	11471,0	
Australia	0,3	9,9	1416,1	[6]
Bangladesh	19,8	53,3	12329,9	[6]
Brazil	1,1	4,4	25565,8	[6]
China	2,6	7,8	20085,1	[6]
Jerman	1,2	4,3	12513,6	[6]
Italia	1,9	6,6	16727,0	[6]
Yordania	2,0	3,6	5959,0	[6]
Malaysia	5,6	8,1	13479,8	[6]
Pakistan	1,9	10,5	16118,8	[6]
Belanda	0,6	2,6	6336,0	[6]

Kontribusi dosis radiasi gamma dari pasir di Indonesia termasuk rendah karena aktivitas radium ekivalen (Ra_{eq}) yang diperoleh dari hasil perhitungan menggunakan Persamaan 4 adalah $80,8 \text{ Bq/kg}$, sedangkan nilai batas dosis gamma untuk berbagai jenis material bangunan adalah $1,5 \text{ mSv}$ per tahun yang setara dengan nilai Ra_{eq} sebesar 370 Bq/kg .

V. KESIMPULAN DAN SARAN

Spektrometer sinar- γ dapat digunakan untuk menentukan konsentrasi uranium, thorium, dan kalium pada sembilan cuplikan pasir yang di ambil dari sembilan

penambangan pasir di Bandung, Sumedang, dan Garut. Dari hasil perhitungan diperoleh konsentrasi uranium, thorium, dan kalium yaitu masing-masing $1,50 \pm 0,03 \mu\text{g/g}$, $6,27 \pm 0,09 \mu\text{g/g}$ dan $11471,01 \pm 120,20 \mu\text{g/g}$. Konsentrasi uranium, thorium dan kalium di pasir yang dipasarkan di Bandung rendah dibandingkan dengan negara lain. Kontribusi dosis radiasi gamma juga rendah didasarkan pada aktivitas radium ekivalen yang diperoleh yaitu $80,8 \text{ Bq/kg}$, yang nilai tersebut lebih rendah dari batas radium ekivalen untuk jenis material bangunan yaitu 370 Bq/kg .

UCAPAN TERIMAKASIH

Ucapan terima kasih disampaikan kepada kepada ibu Dra. Eem Rukmini atas bantuannya dalam pengadaan beberapa peralatan penelitian.

DAFTAR PUSTAKA

1. PATRICK M. O'BRIEN, MARVIN H. FERGUSON, Selecting and Handling Sand, Reprinted from the USGA Green Section Record, 1983 September/October Vol 21(6): 1-4
2. PETERSON RS. Experimental gamma ray spectroscopy and investigation of environmental radioactivity. Spectrum Techniques, 1996.
3. KIEFER H, MAUSART R. Radiation protection measurement. Oxford: Pergamon Press;1972.
4. IBRAHIM N. Determination of natural activity in building material by direct gamma spectrometry. Fresenius Env. Bull.; 8:72 – 77, 1999.
5. TZORTZIS M, TSERTOS H, CRISTOFIDES S, CRISTODOULIDES G. Gamma-ray measurements of naturally occurring radioactive samples from cyprus characteristic geological rocks. Rad Meas;37:221–229, 2003
6. KHAN K. DAN AKHTER P., Estimation of Radiation Doses Associated with Natural Radioactivity in Sand Samples of the North Western Areas of Pakistan Using Monte Carlo Simulation. Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry. 265, No. 3., 371-375, 2004.

Tanya Jawab :

1. Penanya : Yayan Tahyan (PRR– BATAN)

Pertanyaan :

1. Berapa batasan yang ditetapkan oleh regulasi kandungan uranium, thorium dan kalium yang boleh ada di dalam pasir yang diteliti?
2. Apa tujuan yang diinginkan dari penelitian ini?

Jawaban : Rasito (PTNBR – BATAN)

1. Dari BAPETEN dan IAEA sendiri belum memberikan batasan kandungan U, Th, dan K di pasir, sementara oleh ICRP membatasi konsentrasi radium equivalen material bangunan 370 Bq/kg yang setara dengan dosis 1,5 mSv/th.
2. Penelitian ini adalah salah satu kegiatan dalam penelitian besar yaitu perhitungan dosis radiasi dari bangunan, sehingga tujuan dari penelitian ini adalah memperoleh nilai dosis gamma yang dihasilkan dari material pasir.

2. Penanya : Sulaiman (PRR– BATAN)

Pertanyaan :

1. Bagaimana hubungannya dalam pengukuran spektrometer gamma yang diukur anak luruh, sementara standar yang digunakan adalah U, Th, dan K, mohon penjelasan ?

Jawaban : Rasito (PTNBR – BATAN)

1. Dalam pencacahan standar (U, Th dan K) dengan spektrometer gamma akan dihasilkan spektrum gamma dari masing-masing anak luruhnya. Nilai cacah anak luruh standar ini yang akan dibandingkan dengan cacahan

anak luruh cacahan sampel pasir untuk mendapatkan konsentrasi U, Th dan K.

aktivitas ^{238}U , ^{232}Th dan ^{40}K digunakan Bq/kg sementara untuk fraksi U, Th dan K digunakan $\mu\text{g/g}$ atau ppm.

**3. Penanya : Santosa Pujiarta
(PRSG– BATAN)**

Pertanyaan :

1. Mengapa hasil pengukuran U, Th, dan K dibandingkan dengan data dari luar negeri, apakah akan lebih baik jika dibandingkan dari masing-masing sampel berasal?

**Jawaban : Rasito
(PTNBR – BATAN)**

1. Keduanya dilakukan yaitu perbandingan antar sampel baik yang diukur dan perbandingan dengan negara lain. Sementara perbandingan dengan penambangan pasir di daerah di Indonesia belum dilakukan karena belum ada datanya.

**4. Penanya : Asep warsona
(PTKMR– BATAN)**

Pertanyaan :

1. Untuk pengukuran konsentrasi radionuklida alam digunakan satuan $\mu\text{g/g}$, padahal sepengetahuan saya untuk satuan zat radioaktif digunakan satuan Bq/kg atau Bq/lt. Pada pengukuran dengan spectrometer gamma dan sebagai bahan pembanding digunakan satuan Bq/kg, jadi apakah tidak sebaiknya pada hasil pengukuran digunakan satuan yang sama, mohon penjelasan ?

**Jawaban : Rasito
(PTNBR – BATAN)**

1. Dalam makalah ini kedua satuan kita gunakan untuk satuan

**5. Penanya : Anung Pujiyanto
(PRR– BATAN)**

Pertanyaan :

1. Konsentrasi mana yang lebih tinggi pasir Cikapundung atau Garut?

**Jawaban : Rasito
(PTNBR – BATAN)**

1. Dari hasil pengukuran diperoleh konsentrasi U, Th dan K pasir garut lebih tinggi dibandingkan pasir Cikapundung.

PENENTUAN KONSENTRASI ^{40}K , ^{137}Cs DAN ^{226}Ra DALAM BIJI-BIJIAN DAN PERKIRAAN DOSIS INTERNA PADA PENDUDUK DI KALIMANTAN TIMUR

Leli Nirwani, Wahyudi, Yurfida dan Kusdiana

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi – BATAN

ABSTRAK

PENENTUAN KONSENTRASI ^{40}K , ^{137}Cs DAN ^{226}Ra DALAM BIJI-BIJIAN DAN PERKIRAAN DOSIS INTERNA PADA PENDUDUK DI KALIMANTAN TIMUR. Telah dilakukan penentuan konsentrasi radionuklida ^{40}K , ^{137}Cs dan ^{226}Ra dalam biji-bijian di Kalimantan Timur. Tujuan penelitian ini untuk perkiraan terimaan dosis interna oleh penduduk Kalimantan Timur melalui makanan jenis biji-bijian. Sampel biji-bijian dikumpulkan dari beberapa lokasi di Kalimantan Timur yaitu berupa beras, kacang tanah, kedelai, kacang hijau dan jagung. Sampel dikeringkan kemudian ditumbuk sampai halus dan selanjutnya ditimbang dimasukkan ke dalam Marinelli 1L, dilem araldit dan didiamkan selama empat minggu sampai terjadi kesetimbangan radioaktif. Hasil pengukuran menunjukkan bahwa konsentrasi ^{40}K adalah berkisar dari tidak terdeteksi sampai dengan $(250,73 \pm 14,94)$ Bq/kg dengan konsentrasi tertinggi pada kacang hijau, dan tidak terdeteksi adanya cemaran ^{137}Cs . Sedangkan kadar ^{226}Ra berkisar dari $(0,60 \pm 0,20)$ Bq/kg sampai dengan $(2,14 \pm 0,35)$ Bq/kg. Dengan mengetahui konsentrasi radionuklida tersebut dalam biji-bijian serta jumlah konsumsi tahunan, maka dapat diperkirakan terimaan dosis interna terutama untuk kelompok usia dewasa. Sampel biji-bijian prakiraan dosis interna yang diterima penduduk dominan berasal dari ^{40}K dengan jenis biji-bijian kedelai yaitu sebesar $(125,88 \pm 6,04)$ $\mu\text{Sv}/\text{tahun}$.

Kata kunci : konsentrasi ^{40}K , ^{137}Cs dan ^{226}Ra , dosis interna, biji-bijian, Kalimantan Timur

ABSTRACT

DETERMINATION OF CONCENTRATIONS ^{40}K , ^{137}Cs AND ^{226}Ra IN CEREAL AND ESTIMATION OF INTERNAL DOSE IN EAST KALIMANTAN. The measurement of ^{40}K , ^{137}Cs and ^{226}Ra concentration in cereal collected from East Kalimantan have been conducted. The purpose of the research to estimate internal dose to the people in East Kalimantan by cereal. The cereal samples collected from several location in East Kalimantan were rice, soy bean, green bean, peanut and corn. Sample were dried, grinder until smooth, calculate the weight and then placed in 1L Marinelly beaker, araldite sealed and get in four weeks until the radioactive equilibrium. The result showed that concentrations of ^{40}K is range of undetectable until (250.73 ± 14.94) Bq/kg with the highest concentration in green bean, ^{137}Cs is undetectable, ^{226}Ra is (0.60 ± 0.20) Bq/kg until with (2.14 ± 0.35) Bq/kg. The aim of the radionuclide concentration in cereal and amount of annual consumption, can be estimate intake of internal dose for adult The dose estimation intake by people dominant from ^{40}K and the highest from soy bean is (125.88 ± 6.04) $\mu\text{Sv}/\text{year}$.

Key words : concentration of ^{40}K , ^{137}Cs , and ^{226}Ra , internal dose, cereal, East Kalimantan.

I. PENDAHULUAN

Radionuklida yang ada di lingkungan berasal dari alam dan dari hasil kegiatan manusia. Radionuklida

alam dapat berupa radionuklida kosmogenik yang berasal dari reaksi nuklir sinar kosmik dengan materi dalam atmosfer sebelum mencapai permukaan

bumi. Selain radionuklida kosmogenik, radionuklida alam dapat berasal dari bumi yang terbentuk sejak terbentuknya bumi, yaitu ^{228}Th beserta anak luruhnya, ^{238}U beserta anak luruhnya dan ^{40}K . Radionuklida buatan yang berasal dari kegiatan manusia, seperti percobaan nuklir, industri, medis, dan pertanian, antara lain adalah ^{137}Cs . Radionuklida tersebut terdeposisi dalam tanah dan pindah ke tanaman melalui akar, yang akhirnya dapat sampai pada manusia bila mengkonsumsi makanan tersebut atau mengkonsumsi hewan pemakan tanaman tersebut ¹.

Radium-226 adalah anak luruh dari ^{238}U yang mempunyai waktu paro fisik 1602 tahun. (Untuk melakukan analisis ^{226}Ra , sampel disungkup selama 21 hari supaya terjadi kesetimbangan radioaktif antara ^{226}Ra dengan anak luruhnya ^{214}Bi yang memancarkan radiasi gamma pada energi 609,31 keV dengan kelimpahan 0,446). Apabila ^{226}Ra masuk ke dalam tubuh manusia dengan konsentrasi yang cukup tinggi maka ^{226}Ra dapat menggantikan kalsium dalam struktur tulang ². Dari ^{226}Ra yang masuk ke dalam tubuh sekitar 80% dikeluarkan dengan cepat dari tubuh dan hanya sekitar 20% yang diserap oleh tubuh. Radium pada tulang mempunyai waktu paro biologi selama 10.000 hari ².

Kalium-40 sebagai pemancar radiasi gamma pada energi 1460,8 keV dengan kelimpahan 0,107 mempunyai waktu paro fisik $1,28 \times 10^9$ tahun. Penyebaran ^{40}K di lingkungan mengikuti penyebaran isotop stabilnya ^{39}K . Kandungan ^{40}K rata-rata dalam kerak bumi kira-kira 29 g/kg. Kadarnya di dalam tubuh manusia kira-kira 60 Bq/kg berat badan ³.

Cesium 137 mempunyai waktu paro fisik 30 tahun, memancarkan radiasi gamma pada energi 661,66 keV dengan kelimpahan 0,85. Radionuklida ini mudah larut dan mudah diserap oleh saluran pencernaan. Berdasarkan penggolongan radionuklida menurut toksisitas, ^{137}Cs termasuk dalam kategori radionuklida dengan toksisitas sedang. Di dalam tubuh, cesium memiliki sifat yang hampir sama dengan kalium serta mempunyai waktu paro biologi selama 110 hari ³.

Cesium yang masuk ke dalam tubuh diserap oleh saluran pencernaan dan didistribusikan merata keseluruh tubuh. Cesium 137 di dalam tubuh sebagian besar (80%) mengendap pada otot dan hanya sebagian kecil (8%) mengendap pada tulang ¹.

Beras (*Oryza sativa*) merupakan bahan makanan pokok rakyat Indonesia dan merupakan salah satu bagian dari

butir padi yang dapat dimakan. Padi tumbuh pada tanah yang mengandung berbagai radionuklida yang dapat ditransfer oleh akar tanaman sehingga dapat terakumulasi ke seluruh tanaman tak terkecuali ke dalam butir padi. Butir beras terdiri dari endosperm, lapisan aleuron dan embryo. Lapisan aleuron dan embryo kaya akan protein, lemak dan mineral-mineral. Sedangkan endosperm hampir seluruhnya terdiri dari zat pati⁴.

Kacang tanah (*Arachis hypogea* (L.) Merr.) berasal dari Brasilia. Kandungan proteinnya sekitar 25 – 34 %, terdiri dari asam-asam amino esensial seperti arginin, fenilalanin, histidin, lisin, tryptopan dan valin. Kandungan lemaknya sekitar 16 – 50%, 76-86% diantaranya asam lemak tidak jenuh seperti asam oleat dan linoleat⁵.

Kacang hijau (*Phaseolus radiatus* L.) merupakan tanaman tropis yang menghendaki iklim panas selama siklus hidupnya. Meskipun demikian tana man tersebut dapat pula hidup di berbagai daerah di Indonesia. Namun, di daerah yang curah hujannya tinggi, panen dan penyakit merupakan problem yang serius. Tanaman kacang hijau dapat tumbuh pada berbagai tipe tanah, tetapi paling baik tumbuh pada tanah *clay loam*. Tanah dengan pH 5,8 – 6,5 merupakan tanah yang terbaik untuk tumbuhnya. Tanah

yang sangat asam tidak disenangi karena akan menghambat penyediaan makanan⁶.

Kedelai (*Glycine max*) termasuk famili *Leguminosae*. Kedelai merupakan sumber protein nabati. Rata-rata kandungan protein biji adalah 35%, kandungan asam amino terbanyak adalah leusin (484 mg/g N₂). Kedelai dapat digunakan sebagai bahan makanan (tahu, tempe, taugé, tauco, susu kedelai dan sebagainya.). Dalam minyak kedelai terdapat fosfatida yang terdiri dari lesitin dan sepalin yang digunakan sebagai bahan pengemulsi dalam industri makanan. Kedelai juga digunakan untuk pakan ternak.⁵

Jagung (*Zea mays*) dapat dibudidayakan sampai ketinggian 3600 dpl. Jagung merupakan sumber karbohidrat sesudah padi. Selain itu juga digunakan sebagai sayuran baby corn dan jagung manis, sebagai makanan ringan (pop corn) dan juga sebagai makanan ternak.⁵

Salah satu jalan masuknya radionuklida sampai ke dalam tubuh adalah melalui pencernaan makanan. Sifat kimia dan fisika dari suatu radionuklida sangat berpengaruh pada penyerapan metabolisme di dalam tubuh. Bila radionuklida yang masuk bersama makanan ke dalam tubuh adalah radionuklida yang tidak mudah larut,

maka tidak akan disebarkan ke dalam cairan tubuh dan akan terus masuk ke lambung, ke usus halus selanjutnya ke usus besar dan keluar melalui feces. Tetapi bila radionuklida yang masuk melalui ingesti adalah radionuklida yang mudah larut, maka akan terjadi penyerapan radionuklida tersebut pada cairan tubuh. Model penyerapan radionuklida dalam usus dengan waktu tinggalnya menurut Komisi Internasional untuk Proteksi Radiologi (*International Commission on Radiological Protection, ICRP*) No.30 ⁷, diperlihatkan pada Gambar 1.

II. TATA KERJA

Peralatan

Peralatan yang digunakan adalah oven untuk mengeringkan sampel, timbangan digital, gilingan sampel dan spektrometer gamma yang dilengkapi

dengan detektor HPGe (*High-Purity Germanium*) Ortec model GEM-25185.

Bahan

Bahan berupa sampel bahan makanan yang berbentuk biji-bijian yang terdiri dari beras, kacang tanah, kacang hijau, kedelai, dan jagung yang diambil dari beberapa lokasi di wilayah Kalimantan Timur.

Persiapan dan pengukuran sampel

Sampel biji-bijian seberat 1 kg dipanaskan kemudian digiling hingga halus lalu dimasukkan ke dalam tabung *Marinelli* dan dilem araldit. Sampel didiamkan selama 21 hari supaya terjadi kesetimbangan radioaktif antara ²²⁶Ra dan anak luruhnya, selanjutnya sampel diukur konsentrasi ⁴⁰K, ¹³⁷Cs, dan ²²⁶Ra menggunakan spektrometer gamma.



Gambar 1. Model penyerapan radionuklida dalam usus (ICRP.30).

$$C_{avg} = \frac{n_s - n_B}{\epsilon_g \cdot P_g \cdot w_{Sp}} \dots\dots\dots (2)$$

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)

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

dengan :

- u_N adalah ketidakpastian pencacahan sampel (%)
- u_B adalah ketidakpastian pencacahan latar (%)
- u_e adalah ketidakpastian efisiensi pada energi teramati (%)
- u_p adalah ketidakpastian kelimpahan (%)
- u_w adalah ketidakpastian berat sampel (%).

Konsentrasi minimum yang dapat dideteksi (*MDC, Minimum Detectable Concentration*) atau *MDA (Minimum Detectable Activity)* untuk suatu sistem spektrometer gamma dipengaruhi oleh efisiensi pencacahan, cacah latar dan berat sampel. Untuk menghitung MDC

dengan tingkat kepercayaan 68% ditentukan dengan persamaan berikut 8 :

$$MDC = 2,33 \cdot \frac{\sqrt{\frac{n_B}{t_B}}}{\epsilon_g \cdot P_g \cdot w_{Sp}} \dots\dots (1)$$

dengan:

- MDC: konsentrasi minimum terdeteksi (Bq/kg)
- n_B : laju cacah latar (cps)
- t_B : waktu cacah latar (detik)
- ϵ_γ : adalah efisiensi pada energi gamma teramati (%)
- p_γ : adalah *yield* dari energi gamma teramati (%)
- w_{Sp} : berat sampel (kg)

Sedangkan perkiraan dosis interna dari masuknya radionuklida ke dalam tubuh melalui bahan makanan ditentukan dengan persamaan berikut ini

$$H_{(E)} = C_{sp} \times KM \times fI \times KD \dots\dots\dots (5)$$

dengan :

- $H_{(E)}$ adalah dosis interna (Sv/tahun)
- C_{sp} adalah konsentrasi radionuklida dalam sampel (Bq/kg).
- KM adalah konsumsi bahan makanan (kg/tahun)
- fI adalah faktor transfer radionuklida dalam usus (%)
- KD adalah faktor konversi dosis untuk kelompok usia dewasa (Bq/Sv)

Tabel 1. Konsumsi rata-rata beberapa bahan makanan masyarakat Kalimantan Timur per tahun

No.	Jenis biji-bijian	Konsumsi (kg/tahun)
1.	Beras	113
2.	Kacang tanah	3,91
3.	Kacang hijau	1,36
4.	Kedelai	69
5.	Jagung	4,78

Sumber : Deptan Kaltim, 2005

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Pengambilan sampel bahan makanan berupa biji-bijian di Propinsi Kalimantan Timur dilakukan pada 12 lokasi dengan jenis sampel berupa beras,

kacang tanah, kedelai, kacang hijau dan jagung. Nama-nama lokasi pengambilan sampel bahan makanan, jenis sampel, konsentrasi ^{40}K , ^{137}Cs , dan ^{226}Ra secara lengkap disajikan pada Tabel 2.

Tabel 2. Konsentrasi ^{40}K , ^{137}Cs , dan ^{226}Ra pada sampel biji-bijian di Kalimantan Timur

No.	Lokasi	Jenis sample	Konsentrasi (Bq/kg kering)		
			^{40}K	^{137}Cs	^{226}Ra
1.	Loh Sumber, Kec. Loa Kulu, Kab. Kutai Kartanegara	Beras	$18,87 \pm 2,21$	TTD	$2,07 \pm 0,34$
2.	Desa Sumber Sari Kota Bangun, Kab. Kutai Kartanegara	Beras	$14,49 \pm 1,78$	TTD	$0,96 \pm 0,25$
3.	Desa Tanah Merah, Samarinda Utara	Beras	$20,10 \pm 2,24$	TTD	$1,71 \pm 0,28$
4.	Danau Redang, Bontang	Beras	TTD	TTD	$0,78 \pm 0,18$
5.	Desa Kandolo, Sangata, Kutai Timur	Beras	$23,55 \pm 2,41$	TTD	$2,14 \pm 0,35$
6.	Desa Gunung Menangis, Kec. Marangkayu, Sangata, Kutai Timur	Beras	$21,79 \pm 2,18$	TTD	$1,85 \pm 0,34$
7.	Panca Agung	Beras	TTD	TTD	$0,65 \pm 0,19$
		Kacang hijau	$250,73 \pm 14,94$	TTD	$1,31 \pm 0,28$
8.	Tumbit Berau	Kacang tanah	$90,49 \pm 5,82$	TTD	$1,20 \pm 0,29$
9.	Malino	Kacang tanah	$93,93 \pm 5,86$	TTD	$1,37 \pm 0,24$
		Kacang hijau	$202,26 \pm 12,07$	TTD	$1,25 \pm 0,28$
		Jagung	$41,44 \pm 3,00$	TTD	$0,60 \pm 0,20$
10.	Taliyasah, Berau	Kedelai	$206,56 \pm 12,31$	TTD	$1,17 \pm 0,24$
11.	Tumbit Sambaliung, Berau	Kedelai	$222,42 \pm 13,22$	TTD	$0,75 \pm 0,21$
		Kacang hijau	$261,05 \pm 15,53$	TTD	$1,52 \pm 0,30$
		Jagung	$72,56 \pm 4,67$	TTD	$0,69 \pm 0,19$

Catatan : - TTD adalah di bawah konsentrasi terendah yang dapat dideteksi.

- Konsentrasi terendah yang dapat dideteksi dengan tingkat kepercayaan 68%

$^{40}\text{K} = 1,87 \text{ Bq/kg}$; $^{137}\text{Cs} = 0,04 \text{ Bq/kg}$ dan $^{226}\text{Ra} = 0,13 \text{ Bq/kg}$

Berdasarkan Tabel 2, konsentrasi ^{137}Cs seluruh sampel adalah tidak terdeteksi atau di bawah nilai limit deteksi, konsentrasi ^{40}K dari tidak terdeteksi sampai dengan $(261,05 \pm 15,53)$ Bq/kg, sedangkan ^{226}Ra adalah $(0,60 \pm 0,20)$ Bq/kg sampai dengan $(2,07 \pm 0,34)$ Bq/kg. Konsentrasi ^{40}K relatif lebih tinggi dibandingkan dengan ^{137}Cs maupun ^{226}Ra , hal ini kemungkinan disebabkan unsur kalium adalah sebagai unsur yang diperlukan dalam pertumbuhan suatu tanaman. Unsur kalium dalam sistem pertanian banyak digunakan dalam komponen pupuk dalam bentuk NPK.

Berdasarkan jenis tanaman, maka tanaman yang menghasilkan karbohidrat seperti beras dan jagung lebih sedikit menyerap ^{40}K , sedangkan tanaman yang menghasilkan protein seperti kacang tanah, kedelai dan kacang hijau lebih banyak menyerap ^{40}K . Berdasarkan jenis sampel, maka konsentrasi ^{40}K terendah terdapat pada beras, sedangkan tertinggi terdapat pada kacang hijau. Hal yang sama juga telah dilaporkan dalam Gizi Net bahwa kalium banyak terdapat pada kacang hijau¹¹.

Konsentrasi ^{226}Ra dalam pada penelitian ini mempunyai nilai yang hampir seragam atau tidak ada yang anomali, hal ini kemungkinan unsur Radium bukan merupakan komponen

utama yang dibutuhkan oleh tanaman. Perbedaan konsentrasi ini kemungkinan disebabkan oleh faktor geologi tempat tumbuhnya tanaman tersebut dan kemampuan tanaman untuk menyerap ^{226}Ra . Perkiraan dosis ekivalen dari masukan ^{40}K , ^{137}Cs , dan ^{226}Ra dari bahan makanan biji-bijian di Kalimantan Timur disajikan pada Tabel 3.

Koefisien dosis yang digunakan dalam perhitungan pada tulisan ini khusus untuk kelompok usia dewasa⁸, karena untuk anak kecil harus diperhitungkan karakteristik anatomik dan fisiologi sebagai faktor koreksi.

Kontribusi dosis efektif dari bahan makanan biji-bijian tertinggi dari kedelai, hal ini kemungkinan konsumsi jenis makanan yang berbahan baku dari kedelai cukup banyak dan menjadi makanan sehari-hari penduduk Kalimantan Timur. Jika didasarkan pada jenis radionuklida, maka kontribusi dosis efektif dominan berasal dari ^{40}K hal ini dapat dilihat pada Tabel 3.

Apabila diasumsikan masyarakat Kalimantan Timur mengonsumsi bahan makanan biji-bijian sebanyak seperti Tabel 1, maka dosis efektif akan dikelompokkan berdasarkan jenis bahan makanan. Dosis efektif berdasarkan jenis makanan yang dikonsumsi masyarakat Kalimantan Timur per tahun disajikan pada Tabel 4.

Tabel 3. Perkiraan dosis ekivalen dari masukan ^{40}K , ^{137}Cs , dan ^{226}Ra pada biji-bijian Kalimantan Timur

No.	Lokasi	Jenis sampel	Dosis efektif ($\mu\text{Sv}/\text{tahun}$)		
			^{40}K	^{137}Cs	^{226}Ra
1.	Loh Sumber, Kec. Loa Kulu, Kab. Kutai Kartanegara	Beras	$27,72 \pm 3,24$	-	$3,03 \pm 0,50$
2.	Desa Sumber Sari Kota Bangun, Kab. Kutai Kartanegara	Beras	$21,49 \pm 2,61$	-	$1,40 \pm 0,36$
3.	Desa Tanah Merah, Samarinda Utara	Beras	$29,52 \pm 3,30$	-	$2,52 \pm 0,42$
4.	Desa danau Redang, Bontang	Beras	-	-	$1,15 \pm 0,27$
5.	Desa Kandolo, Sangata, Kutai Timur	Beras	$34,59 \pm 3,55$	-	$3,15 \pm 0,52$
6.	Desa Gunung Menangis, Kec. Marangkayu, Sangata, Kutai Timur	Beras	$32,02 \pm 3,21$	-	$2,71 \pm 0,50$
7.	Panca Agung	Beras	-	-	$0,96 \pm 0,27$
		Kacang hijau	$4,43 \pm 0,26$	-	-
8.	Tumbit Berau	Kacang tanah	$4,60 \pm 0,30$	-	$0,06 \pm 0,01$
9.	Malino	Kacang tanah	$4,77 \pm 0,30$	-	$0,07 \pm 0,01$
		Kacang hijau	$3,58 \pm 0,21$	-	-
		Jagung	$2,57 \pm 0,19$	-	$0,04 \pm 0,01$
10.	Taliyasah, Berau	Kedelai	$185,29 \pm 11,04$	-	$1,05 \pm 0,21$
11.	Tumbit Sambaliung, Berau	Kedelai	$199,51 \pm 11,86$	-	$0,67 \pm 0,19$
		Kacang hijau	$4,41 \pm 0,26$	-	$0,03 \pm 0,01$
		Jagung	$4,51 \pm 0,29$	-	$0,04 \pm 0,01$

Keterangan : - : tidak dapat dihitung

Tabel 4. Dosis efektif tahunan berdasarkan jenis bahan makanan untuk masyarakat Kalimantan Timur.

No.	Jenis bahan makanan	Dosis efektif ($\mu\text{Sv}/\text{tahun}$)		
		^{40}K	^{137}Cs	^{226}Ra
1.	Beras	$29,87 \pm 3,22$	-	$2,19 \pm 0,43$
2.	Jagung	$3,75 \pm 0,25$	-	$0,04 \pm 0,01$
3.	Kedelai	$192,65 \pm 11,47$	-	$0,87 \pm 0,02$
4.	Kacang hijau	$4,18 \pm 0,25$	-	$0,03 \pm 0,01$
6.	Kacang tanah	$4,69 \pm 0,30$	-	$0,07 \pm 0,01$
Jumlah		$235,15 \pm 11,92$	-	$3,19 \pm 0,48$

Keterangan : - : tidak dapat dihitung

Dari Tabel 4 dapat dilihat bahwa kontribusi dosis efektif berasal dari ^{40}K dengan jenis bahan makanan kedelai. Hal ini kemungkinan bahan makanan yang menggunakan bahan baku kedelai cukup beragam dan sering dikonsumsi masyarakat Kalimantan Timur selain makanan pokok beras. Dosis efektif total dari ^{40}K dan ^{226}Ra adalah sebesar $(238,34 \pm 11,93) \mu\text{Sv/tahun}$.

IV. KESIMPULAN DAN SARAN

Pada penelitian ini telah ditentukan konsentrasi radionuklida ^{40}K , ^{137}Cs dan ^{226}Ra dalam biji-bijian di Kalimantan Timur serta perkiraan dosis interna yang diterima penduduk dengan hasil sebagai berikut :

1. Konsentrasi ^{40}K adalah tidak terdeteksi sampai dengan $(250,73 \pm 14,94) \text{ Bq/kg}$ dengan konsentrasi tertinggi pada kacang hijau, ^{137}Cs adalah tidak terdeteksi, ^{226}Ra adalah $(0,60 \pm 0,20) \text{ Bq/kg}$ sampai dengan $(2,14 \pm 0,35) \text{ Bq/kg}$.
2. Prakiraan dosis yang diterima penduduk dominan dari ^{40}K dan tertinggi dari kedelai, sedangkan dosis efektif total sebesar $(235,14 \pm 11,93) \mu\text{Sv/tahun}$.

DAFTAR PUSTAKA

1. BADAN TENAGA NUKLIR NASIONAL, *Pemantauan Radioaktivitas Lingkungan di Propinsi Lampung, 1997/1998*, Puslitbang Keselamatan Radiasi dan Biomedika Nuklir, BATAN, Jakarta, 1999.
2. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *The Environmental Behavior of Radium*, Technical Reports Series No. 310, Vo. 2, IAEA, Vienna, 1990.
3. MUKHLIS AKHADI, *Dasar-dasar Proteksi Radiasi*, Penerbit Rineka Cipta, Jakarta, 2000.
4. JULIANO, B.O. *Chemistry of the Rice Grain*. Cereal Chemistry. Saturday Seminar. 1967.
5. SOMANTRI, I.H., HASANAH, M., ADISOEMARTO, S., THOHARI, M., NURHADI, A., DAN ORBANI, I.N., *Seri Mengenal Plasma Nutfah Tanaman Pangan*, Komisi Nasional Plasma Nutfah, <http://www.Indobiogen.or.id/berita-artikel/mengenal-plasmanut>, Downloading 3 Oktober 2007
6. HENDRO SUNARYONO DAN RISMUNANDAR, *Pengantar Pengetahuan dasar Hortikultura II*, CV. Sinar Baru, Bandung (1991).
7. ICRP PUBLICATION 30, *Limits for Intakes of Radionuclides by Workers*, Vol. 2 No. 3/4, Pergamon Press, New York, 1979.
8. DINAS PERTANIAN TANAMAN PANGAN PROP. KALIMANTAN TIMUR, *Pemenuhan kebutuhan konsumsi tanaman pangan Propinsi Kalimantan Timur tahun 1998-2005*, <http://www.deptan.go.id/daerah-new/>

kaltim/distanpang, *Downloading* 9
Nopember 2007.

9. ICRP PUBLICATION 72, Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficient, 1995.
10. SISWONO, *Kaya karbohidrat dan protein, tapi rendah lemak*, <http://www.gizi.net/cgi-bin/berita/fullnews.cgi>, *Downloading* 30 Oktober 2008.

Tanya Jawab :

**1. Penanya : Slamet Wiyuniyati
(Pusdiklat – BATAN)**

Pertanyaan :

1. Apakah hasil penelitian pernah dibandingkan dengan daerah lain, Bagaimana datanya ?
2. Apa fungsi didiamkan 4 minggu?, untuk mencapai kesetimbangan antara nuklida yang mana ?

**Jawaban : Leli Nirwani
(PTKMR – BATAN)**

1. Belum.
2. Untuk mencapai kesetimbangan dengan anak luruhnya dari ^{226}Ra .

**2. Penanya : Anung Pujiyanto
(PRR-BATAN)**

Pertanyaan :

1. Kenapa kandungan ^{40}K lebih tinggi di kedelai?

**Jawaban : Leli Nirwani
(PTKMR – BATAN)**

1. Kemungkinan kedelai banyak menyerap kalium sehingga

kandungan ^{40}K dalam kedelai lebih tinggi.

**3. Penanya : Asep Warsona
(PTKMR-BATAN)**

Pertanyaan :

1. Mengapa ^{40}K dalam kacang hijau lebih besar dibanding kacang kedelai, padahal kedelai merupakan jenis kacang-kacangan penghasil buah.

**Jawaban : Leli Nirwani
(PTKMR – BATAN)**

1. Kemungkinan kedelai banyak menyerap kalium sehingga kandungan ^{40}K dalam kedelai lebih tinggi.

**4. Penanya : Darman
(PATIR-BATAN)**

Pertanyaan :

1. Apa alasannya penelitian ini di Kaltim, mengapa tidak di daerah lain ?
2. Apakah ada bedanya yang mencolok antara kacang kedelai di Kaltim dengan daerah yang lain?

**Jawaban : Leli Nirwani
(PTKMR – BATAN)**

1. Sebagai salah satu *baseline data* radionuklida untuk bahan makanan di Indonesia terutama untuk sampel biji-bijian.
2. Belum dibandingkan.

**5. Penanya : Neneng Laksmeningpuri
(PATIR-BATAN)**

Pertanyaan :

1. Adakah alasan pengambilan sampel pada daerah / penduduk di Kaltim?

**Jawaban : Leli Nirwani
(PTKMR – BATAN)**

1. Sebagai salah satu *baseline data* radionuklida untuk bahan makanan di Indonesia terutama untuk sampel biji-bijian.

1. Sebagai salah satu *baseline data* perkiraan dosis interna yang diterima penduduk Indonesia.
2. Sebagai salah satu tisi PTKMR, sedangkan untuk daerah sekitar PPTN Pasar Jum'at bukan tisi PTKMR.

**6. Penanya : Prihatiningsih
(PATIR-BATAN)**

Pertanyaan :

1. Bagaimana cara memperkirakan dosis yang diasup oleh penduduk?
2. Berapa jumlah penduduk yang diteliti hingga didapat dosis rata-rata yang diasup?

**Jawaban : Leli Nirwani
(PTKMR – BATAN)**

1. Dengan mengetahui konsentrasi radionuklida dalam bahan makanan dan jumlah makanan yang dikonsumsi tahunan dapat diperkirakan dosis interna yang diterima penduduk dari kontribusi bahan makanan.
2. Jumlah penduduk yang diteliti tidak ada, dosis interna dihitung berdasarkan konsumsi bahan makanan rata-rata, sehingga merupakan nilai perkiraan rata-rata.

**7. Penanya : Gina Mondrida
(PRR-BATAN)**

Pertanyaan :

1. Latar belakang penelitian/kegiatan ini?
2. Kenapa dilakukan pada penduduk Kalimantan Timur, kenapa tidak disekitar penduduk daerah ini saja ?.

**Jawaban : Leli Nirwani
(PTKMR – BATAN)**

PENGEMBANGAN FASILITAS PRODUKSI ^{125}I : MODIFIKASI VALVE DAN FASILITAS PELARUTAN

Hotman Lubis, Sriyono, Rohadi A.W., Abidin, Herlina, dan Witarti

Pusat Radioisotop dan Radiofarmaka - BATAN

ABSTRAK

PENGEMBANGAN FASILITAS PRODUKSI ^{125}I : MODIFIKASI VALVE DAN FASILITAS PELARUTAN. Penyediaan produk radioisotop menuntut kesiapan fungsi operasional dan sarana penunjang untuk optimalisasi fungsi kinerja fasilitas dengan tetap menjamin keselamatan sistem, proses, personil maupun lingkungan. Telah dibuat suatu disain modifikasi *valve* dan fasilitas pelarutan yang bertujuan untuk kemudahan dan keselamatan proses. Modifikasi ini menggunakan bahan yang dapat diperoleh dari dalam negeri sehingga memudahkan dalam pelaksanaan. Fasilitas ^{125}I pasca modifikasi *valve* dan fasilitas pelarutan telah di uji produksi. Hasil uji menunjukkan bahwa pelaksanaan pemvakuman lebih mudah dibandingkan sebelum modifikasi *valve* dan kevakuman fasilitas ^{125}I tetap dapat tercapai sesuai yang dipersyaratkan (= 100 mT). Proses pelarutan setelah pengembangan fasilitas lebih mudah dan faktor keamanan personil lebih tinggi karena tidak kontak dengan botol produk. Radioaktivitas yang dihasilkan sama dibandingkan dengan sebelum pengembangan fasilitas produksi ^{125}I sehingga dapat dipastikan kinerjanya tidak terganggu dan tetap terjamin keamanan personil, keselamatan sistem dan proses.

Kata kunci : modifikasi *valve*, modifikasi fasilitas pelarutan, produksi ^{125}I

ABSTRACT

DEVELOPMENT OF PRODUCTION ^{125}I FACILITY : MODIFICATION OF VALVES AND DISSOLUTION FACILITIES. Preparation of radioisotope product requires the readiness of operational function of processing and supporting facilities for optimalization of facility performance which guarantees safety of the system, process, personnel and environmental. The design of valves and dissolution facilities modifications have been performed to make process to be easier and safer. This modification used materials which can be obtained domestically so that it can be done easily. The post modification facility was than tested to produce ^{125}I by mean of usual procedure. It was found that the vacuumization process became to be easier than before to achieve the required pressure, i.e. equal to or less than 100 mTorr. The dissolution process is simpler while the personnel safety factor is higher because the contact with product bottle is not needed any more. The resulting radioactivity of the products is relatively similar to that of the product before the modification of the facilities so that it can be concluded the working performance of the facilities were not disturb while the safety of personnel, system and process.

Keywords : modification of valves, modification of dissolution facility, production of ^{125}I

I. PENDAHULUAN

Pada dekade terakhir ini di Indonesia penggunaan teknologi radioisotop berkembang secara dinamis sehingga perlu diimbangi dengan peningkatan kapasitas dalam penyediaan radioisotop. Kapabilitas penyediaan produk radioisotop menuntut kesiapan fungsi operasional dan sarana penunjang untuk menjamin keselamatan sistem, proses, personil maupun lingkungan. Fasilitas yang telah mengalami penuaan ataupun yang kurang handal dalam pengoperasian perlu secara bertahap diremajakan kembali agar fungsi kinerja tetap terpelihara. Atas dasar hal tersebut di atas maka dilaksanakan rangkaian kegiatan pengembangan.

Kegiatan ini bermula pada upaya pengembangan fasilitas produksi ^{125}I untuk mendapatkan kemudahan dalam pelaksanaan kegiatan. Adapun serangkaian kegiatan mencakup desain modifikasi *valve*, persiapan dan pelaksanaan modifikasi *valve* dan fasilitas pelarutan yang dilanjutkan dengan uji produksi ^{125}I pasca pengembangan. Tujuan pengembangan ini adalah untuk mencapai optimalisasi fungsi kinerja fasilitas produksi ^{125}I dalam penyediaan radioisotop ^{125}I yang berbasis reaktor

G.A. Siwabessy. Hasil kegiatan ini diharapkan dapat memberikan kemudahan operasional dengan tetap menjamin keselamatan proses, personil dan lingkungan dalam pelaksanaan produksi sehingga memberikan hasil yang optimal dalam penyediaan radioisotop ^{125}I ^{1,2,3}.

II. TATA KERJA

1. Bahan dan Peralatan

Semua bahan yang digunakan dibeli di dalam negeri. Peralatan yang dipergunakan adalah mesin bubut dan peralatan penunjang lainnya.

2. Modifikasi Valve dan Fasilitas Pelarutan

1. Desain modifikasi *valve* dan fasilitas dibuat berorientasi pada kemudahan operasional dengan menjamin keselamatan sistem proses, personil dan lingkungan.
2. Persiapan dan pelaksanaan modifikasi *valve* dan fasilitas pelarutan

3. Uji Produksi ^{125}I Pasca Modifikasi Valve dan Fasilitas Pelarutan

Kegiatan uji produksi pasca modifikasi *valve* dan fasilitas dilakukan dalam sistem pendinginan menggunakan nitrogen cair (*cryogenic system*).

Pengiriman sasaran gas Xenon ke dalam kamar iradiasi dilakukan setelah dipastikan bahwa seluruh sistem dalam keadaan vakum (kurang dari 50 miliTorr). Gas Xenon diiradiasi selama 24 jam pada daya 15 MW, setelah selesai iradiasi 24 jam gas Xenon ditarik ke botol produk menggunakan pendinginan nitrogen cair dan gas Xenon-125 hasil iradiasi diluruhkan selama 6 hari menjadi ^{125}I . Seluruh rangkaian proses produksi dilakukan berdasarkan pada Prosedur Pengoperasian Fasilitas Produksi ^{125}I .

a. Pelarutan ^{125}I Dari Botol Produk

Gas Xenon yang diluruhkan di botol produk ditarik ke botol produk lain yang ada pada fasilitas *Xe-loop* dengan sistem pendinginan dan Iodium yang tertinggal pada botol produk dikeluarkan dari fasilitas *Xe-loop* untuk dilarutkan dengan NaOH 0,005 N. Pelarutan dilakukan dengan menggunakan fasilitas pelarutan yang telah dibuat sebanyak 3 kali dengan volume yang telah ditentukan dan hasil pelarutan yang diperoleh disebut fraksi I, II dan III.

b. Pengukuran Radioaktivitas

Hasil pelarutan fraksi I dicuplik dengan pipet mikro kemudian ditotolkan

pada kertas Whatman dan diukur radioaktivitasnya dengan menggunakan GIC (*Gamma Ionization Chamber*).

c. Pemeriksaan Kemurnian Radiokimia

Kemurnian radiokimia larutan Na^{125}I ditentukan dengan metode kromatografi kertas dengan menggunakan kertas Whatman No.1 sebagai fase diam dan Metanol 75% sebagai fase gerak. Pengukuran kemurnian radiokimia dengan menggunakan alat *Gamma counter*.

d. Pemeriksaan Kemurnian Radionuklida

Larutan Na^{125}I dicuplik kemudian dimasukkan ke dalam labu takar selanjutnya diencerkan dengan larutan NaOH 0.005N. Larutan yang telah diencerkan ditotolkan pada kertas Whatman No.1 dan dikeringkan kemudian dilakukan pengukuran menggunakan MCA.

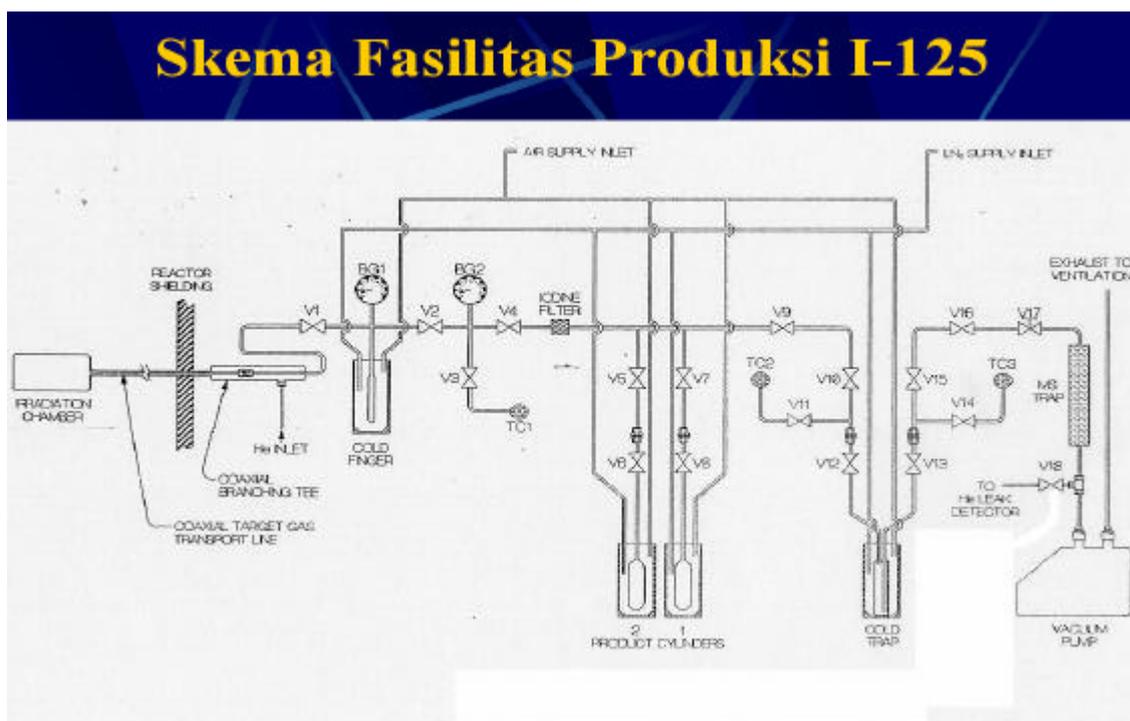
III. HASIL KEGIATAN DAN PEMBAHASAN

Modifikasi Valve

Telah dihasilkan suatu desain modifikasi *valve* yang berorientasi pada kemudahan operasional dengan menggunakan bahan yang dapat diperoleh dari dalam negeri sehingga memudahkan dalam pelaksanaan, seperti ditunjukkan pada Gambar 1 dan Gambar 2. Adapun hasil modifikasi



Gambar 3. Valve fasilitas produksi ^{125}I setelah di modifikasi



Gambar 4. Skema valve fasilitas produksi ^{125}I .



Gambar 5. Fasilitas produksi ^{125}I sebelum di modifikasi

Uji Produksi ^{125}I Pasca Modifikasi Valve dan Fasilitas Pelarutan

Kevakuman adalah salah satu parameter yang sangat menentukan dalam sistem fasilitas ^{125}I . Dalam pelaksanaan pengiriman gas Xenon dari fasilitas ^{125}I ke kamar iradiasi dan begitu juga sebaliknya penarikan dari kamar iradiasi ke fasilitas ^{125}I pasca iradiasi akan berjalan dengan baik apabila tingkat kevakuman memenuhi yang dipersyaratkan ($\approx 100 \text{ mT}$). Sebaliknya jika tingkat kevakuman tidak dapat

tercapai maka proses produksi tidak dapat dilaksanakan. Tingkat kevakuman erat kaitannya dengan kondisi dan pengoperasian valve. Telah dilakukan uji produksi pasca modifikasi valve yaitu dengan menghidupkan pompa vakum dan Gauge TC-1, TC-2, dan TC-3. Kemudian, semua valve dibuka kecuali V1, V5, dan V7 selama 90 menit. Hasil kevakuman yang diperoleh ditunjukkan pada Tabel 1^{2,3}.

Tabel.1. Hasil Kevakuman Fasilitas

No.	Lama Pevakuman	TC-1 (mT)	TC-2 (mT)	TC-3 (mT)
1.	30 menit	150	100	80
2.	60 menit	100	55	30
3.	90 menit	100	55	30

Dari hasil kevakuman yang ditunjukkan pada Tabel 1 memperlihatkan bahwa kondisi fasilitas ^{125}I pasca modifikasi *valve* sudah memenuhi persyaratan kevakuman yaitu TC-1, TC-2, dan TC-3 = 100 mT sehingga sistem dinyatakan baik (dapat dioperasikan). Pengiriman gas Xenon dari fasilitas ^{125}I ke kamar iradiasi dan begitu juga sebaliknya penarikan gas Xenon dari kamar iradiasi ke fasilitas ^{125}I pasca iradiasi berlangsung dengan baik yang terlihat pada *gauge* BG1 dan juga paparan radiasi pada alat *GM counter*.

Hasil radioaktivitas total ^{125}I sebelum modifikasi *valve* dan pasca modifikasi *valve* dan fasilitas pelarutan untuk masing-masing fraksi ditunjukkan pada Tabel 2. Fraksi 2 memberikan hasil radioaktivitas yang lebih besar dibandingkan dengan fraksi 1 sedangkan sebelum modifikasi *valve* dan fasilitas pelarutan hasil radioaktivitas fraksi 1 lebih besar dibanding fraksi 2 Hal ini diakibatkan

karena pelarut yang digunakan pada fraksi 1 tidak dapat dikeluarkan seluruhnya pada waktu penarikan dari tabung produk sehingga keluar pada waktu penarikan fraksi 2 yang mengakibatkan hasil radioaktivitasnya lebih besar. Untuk fraksi 3 memberikan hasil radioaktivitas yang lebih kecil dibanding fraksi 1 dan 2. Hal ini sama dengan sebelum modifikasi *valve* dan fasilitas pelarutan. Radioaktivitas Iodium-125 sebelum modifikasi *valve* dan pasca modifikasi *valve* dan fasilitas pelarutan untuk masing-masing fraksi ditunjukkan pada Tabel 2.^{2,3,4}.

Berdasarkan uraian di atas dapat dipastikan fasilitas ^{125}I pasca modifikasi *valve* dan penggunaan fasilitas pelarutan ternyata kinerjanya tidak berubah dan pelaksanaan pelarutan lebih mudah serta tingkat keamanan personil lebih tinggi karena tidak kontak langsung dengan radioisotop yang akan dilarutkan sebagaimana ditunjukkan pada Tabel 3 dan Gambar 6.

Tabel 2. Radioaktivitas sebelum modifikasi *valve* dan pasca modifikasi *valve* dan fasilitas pelarutan

Fraksi	Radioaktivitas Total		
	Sebelum modifikasi <i>valve</i> dan fasilitas pelarutan (Produksi 7)	Pasca modifikasi <i>valve</i> dan fasilitas pelarutan (Produksi 8)	Pasca modifikasi <i>valve</i> dan fasilitas pelarutan (Produksi 9)
I	3736.0 mCi	2268,0 mCi	320.88 mCi
II	771.12 mCi	370,4 mCi	972,40 mCi
III	186.0 mCi	106,4 mCi	321,20 mCi
Total	4693.12 mCi	2744.8 mCi	1614,48 mCi

Tabel 3. Proses pelarutan sebelum dan sesudah modifikasi

Fasilitas Pelarutan	Sistem	Proses	Potensi kena paparan radiasi
Sebelum Modifikasi	Manual	Kontak langsung	besar
Sesudah Modifikasi	Menggunakan Rotator	Tidak kontak	kecil



Gambar 6. Fasilitas Proses pelarutan sesudah modifikasi

Adapun kemurnian radiokimia dan radionuklida tidak berkaitan langsung terhadap modifikasi *valve* dan fasilitas pelarutan melainkan terhadap radioaktivitas total.

IV. KESIMPULAN

Dari pengembangan fasilitas produksi ^{125}I : modifikasi *valve* dan fasilitas pelarutan diperoleh kesimpulan sebagai berikut :

1. Kevakuman fasilitas ^{125}I tetap dapat tercapai sesuai yang dipersyaratkan (= 100 mT)
2. Pelaksanaan proses produksi pasca modifikasi *valve* lebih mudah dan proses pelarutan lebih aman dibandingkan sebelum modifikasi .
3. Fasilitas ^{125}I pasca modifikasi *valve* dan fasilitas pelarutan menghasilkan kinerja yang tidak berubah tetapi keamanan personil lebih terjamin

DAFTAR PUSTAKA

1. SUNARHADIJOSO SOENARJO, Pengembangan Sarana dan Prosesi Penyediaan Radioisotop dan Radiofarmaka Berbasis Reaktor G. A Siwabessy, Prosiding Seminar Hasil Penelitian P2TRR, (2003), 277-288
2. MEDIPHYSICS, Manufacturing Manual of Iodine-125, New York, 1985.

3. BIDANG RADIOISOTOP, PUSAT PENGEMBANGAN RADIOISOTOP DAN RADIOFARMAKA – BATAN, Prosedur Pengoperasian Fasilitas Produksi Iodium –125, No. Ident : P2RR.RI. PO1 Rev. 1.
4. HOTMAN LUBIS, ANUNG P., ABIDIN, YAYAN T., SRIYONO DAN HADIRAHMAN, Uji Produksi Iodium-125 Menggunakan Sasaran Gas Xe-124 Diperkaya, Prosiding Seminar Nasional Penelitian Pengelolaan Perangkat Nuklir Yogyakarta, (2006),126.

Tanya Jawab :

1. **Penanya : Gatot Setiawan
(PRR – BATAN)**

Pertanyaan :

1. Mohon diterangkan apa yang dimaksud dengan pelaksanaan pemvakuman lebih mudah dibandingkan dengan sebelum modifikasi *valve*?
2. Apakah fasilitas pelarutan juga dimodifikasi?

Jawaban : Sriyono (PRR– BATAN)

1. Pemvakuman lebih mudah karena dalam membuka dan menutup *valve* kita tidak perlu memasukkan tangan ke dalam *glove box*, cukup memutar dari coupling *valve* yang terpasang di luar *glove box*.
2. Ya, karena sebelumnya kita melakukan pelarutan dengan tangan, setelah dimodifikasi pelarutan dilakukan dengan menggunakan rotari.

PEMERIKSAAN HORMON TIROID DENGAN TEKNIK RIA-IRMA PADA PENDUDUK DENGAN GANGGUAN AKIBAT KEKURANGAN IODIUM (GAKI) DI KABUPATEN JEPARA, JAWA TENGAH

Kristina Dwi Purwanti, Irma S Hapsari, Sri Insani WW

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi - BATAN

ABSTRAK

PEMERIKSAAN HORMON TIROID DENGAN TEKNIK RIA-IRMA PADA PENDUDUK DENGAN GANGGUAN AKIBAT KEKURANGAN IODIUM (GAKI) DI KABUPATEN JEPARA, JAWA TENGAH. Gangguan akibat kekurangan iodium (GAKI) masih merupakan salah satu masalah gizi utama di Indonesia, disamping protein energi malnutrisi dan anemia defisiensi besi. Diperkirakan sekitar 40 juta penduduk tinggal didaerah dengan defisiensi iodium, diantaranya lebih dari 750.000 penderita kretin endemik, 10 juta menderita gondok endemik, dan menderita kekurangan iodium sekitar 3,5 juta penderita. Wanita usia subur yang hamil dan menderita kekurangan iodium, apabila tidak terdeteksi secara dini dan tidak segera diterapi maka anak yang kelak dilahirkan dapat mengalami gangguan pertumbuhan fisik, gangguan perkembangan mental dan kecacatan sebagai akibat kelainan bawaan (salah satunya hipotiroid kongenital). Hipotiroid kongenital adalah kelainan bawaan dimana kadar Tiroksin (*T4*) menurun dalam darah sirkulasi. Hal ini disebabkan asupan iodium yang kurang pada ibu hamil sehingga dapat menyebabkan bayi yang dilahirkan mengalami hipotiroid. Berdasarkan Data Penderita GAKI tahun 2006 Kabupaten Jepara termasuk daerah endemis gondok. Tujuan program ini adalah menilai status kelenjar tiroid penduduk Jepara sebagai *baseline* data kasus GAKI yang cukup menonjol di beberapa kecamatan di Kabupaten Jepara. Bidang Teknik Nuklir Kedokteran PTKMR-BATAN bekerja sama dengan Dinas Kesehatan Kabupaten Jepara, melakukan pengambilan sampel darah untuk menilai status kelenjar tiroid (FT4, TSH) dengan teknik RIA-IRMA terhadap 213 penduduk dari kecamatan Mlonggo, Bangsri, Kembang, Keling I dan Keling II. Hasil pengukuran diperoleh 207 sampel dalam batas normal, 6 sampel dengan hipertiroid dan tidak ditemukan kelainan hipotiroid.

Kata Kunci : RIA-IRMA, Hipotiroid Kongenital, FT4, TSH, Hipertiroid

ABSTRACT

THYROID HORMON MEASUREMENT OF POPULATION WITH IODINE DEFICIENCY USING RIA-IRMA IN JEPARA, CENTRAL JAVA. Iodine deficiency remains the main nutrition problem in Indonesia beside iron deficiency anemia. Estimated, around 750000 people is endemic cretinism patients, 10 million people have endemic goiter and 3.5 million people with iodine deficiency. Late detection and therapy of iodine deficiency in pregnant woman will cause growth retardation, physically and mentally defect in newborn infants (one of them is congenital hypothyroid). Congenital hypothyroid is a condition in which a child is born with a deficiency in thyroid activity or thyroid hormone levels (thyroxine/*T4*). Based on iodine deficiency patient's record in 2006, Jepara is endemic goiter area. This research purpose to asses the thyroid gland function of Jepara population as baseline iodine deficiency record which is high in several district in Jepara. BATAN (PTKMR-TNK) cooperate with Dinkes Jepara take blood sample of 213 population in Mlonggo, Bangsri, Kembang, Keling I and Keling II to asses their thyroid gland function (FT4, TSH) using RIA-IRMA methods. Result of measurement 207 samples had normal range and 6 samples had hyperthyroid and was not found hypothyroid disease.

Key words : RIA-IRMA, congenital hypothyroid, FT4, TSH, Hyperthyroid

I. PENDAHULUAN

Gangguan Akibat Kekurangan Iodium (GAKI) masih merupakan salah satu masalah gizi utama di Indonesia, disamping protein energi malnutrisi dan anemia defisiensi besi. Diperkirakan sekitar 40 juta penduduk tinggal di daerah dengan defisiensi iodium, diantaranya lebih dari 750.000 penderita kretin endemik, 10 juta menderita gondok endemik, dan kekurangan iodium sekitar 3,5 juta penderita. Bila wanita usia subur yang menderita kekurangan iodium, ternyata hamil, dan tidak terdeteksi secara dini serta tidak segera diterapi maka anak yang kelak dilahirkan dapat mengalami gangguan pertumbuhan fisik, gangguan perkembangan mental dan kecacatan bawaan yang dikenal sebagai hipotiroid congenital¹.

Hipotiroid kongenital adalah kelainan bawaan karena kurangnya hormon tiroid di sirkulasi darah. Kurangnya produksi hormon tiroid akibat berbagai sebab seperti kerusakan/kelainan pada kelenjar pituitary, hipotalamus atau tiroid, berakibat lambatnya proses metabolisme karbohidrat yang berperan pada pertumbuhan dan perkembangan, termasuk perkembangan otak dan kematangan seksual. Hipotiroid

kongenital merupakan problem kesehatan yang cukup penting dimasyarakat karena berdampak pada penurunan kualitas sumber daya manusia, upaya yang dapat dilakukan adalah dengan melakukan deteksi dini kelainan-kelainan bawaan dan memberikan pengobatan secepatnya. Prevalensi hipotiroid kongenital ditemukan 1 dalam 2500 kelahiran².

Berdasarkan data penderita GAKI tahun 2006, kabupaten Jepara merupakan daerah endemis gondok¹. Pada Pelaksanaan Program Alih Teknologi Bidang Kesehatan BATAN (PTKMR) bekerja sama dengan Dinas Kesehatan kabupaten Jepara melakukan pengambilan sampel darah penduduk setempat, laki-laki dan perempuan, usia 20 – 40 tahun, dengan atau tanpa riwayat gangguan kelenjar tiroid untuk pemeriksaan hormon tiroid FT4 (Free tiroksin) dan TSH (Thyroid Stimulating Hormon) dengan teknik Radio Immuno Assay (RIA) dan Immun Radiometric Assay (IRMA) di Kabupaten Jepara. Tujuan Pelaksanaan program adalah untuk mengetahui status kelenjar tiroid penduduk Jepara sebagai *baseline* data kasus GAKI yang cukup menonjol di beberapa kecamatan di Kabupaten Jepara.

Telah dilakukan pengambilan 213 sampel darah di lima Puskesmas kecamatan di Kabupaten Jepara, 63 sampel darah penduduk di Puskesmas Kecamatan Mlonggo, 50 sampel darah penduduk di Puskesmas Kecamatan Kembang, 50 sampel darah penduduk di Puskesmas Kecamatan Bangsri, 25 sampel darah penduduk di Puskesmas Kecamatan Keling I dan 25 sampel darah penduduk di Puskesmas

Kecamatan Keling II. Sampel darah penduduk di kirim ke laboratorium Bidang Teknik Nuklir Kedokteran, PTKMR BATAN untuk dilakukan pemeriksaan kadar hormon tiroid (FT4 dan TSH) hasil yang diperoleh dilaporkan kepada Dinas Kesehatan Kabupaten Jepara untuk segera ditindak lanjuti bila ditemukan adanya kelainan hipotiroid kongenital. (Tabel 1.)

Tabel 1. Data penderita GAKI di Kabupaten Jepara tahun 2006

No.	PUSKESMAS	WUS	BUMIL	Anak Sekolah	Lain-lain	Jumlah
1.	Kedung I	6	0	0	0	6
2.	Kedung II	0	0	0	0	0
3.	Pecangaan	2	0	0	0	2
4.	Welahan I	0	0	0	0	0
5.	Welahan II	2	0	0	0	2
6.	Mayong I	42	1	0	4	47
7.	Mayong II	8	0	0	2	10
8.	Batealit	12	0	0	4	16
9.	Jepara	4	0	0	0	4
10.	Mlonggo I	10	0	0	0	10
11.	Mlonggo II	35	0	0	2	37
12.	Bangsri I	14	0	0	9	23
13.	Bangsri II	29	0	0	0	29
14.	Keling I	11	1	0	20	32
15.	Keling II	22	0	0	0	22
16.	Kembang	93	1	1	13	108
17.	Tahunan	4	0	0	0	4
18.	Nalumsari	5	0	0	6	11
19.	Kalinyamatan	0	0	0	0	0
20.	Karimunjaea	0	0	0	0	0
Jumlah		293	3	1	60	357

II. TEORI

1. *Free T4 (FT4)*

Hormon Tiroksin (T4) dalam sirkulasi darah berikatan dengan protein *carrier* terutama *Thyroid Binding Globulin (TBG)*, dalam keadaan keseimbangan mempertahankan kadar T4 agar tidak terjadi perubahan dengan bantuan protein *carrier* sehingga kadar T4 total dalam sirkulasi juga mempengaruhi kadar FT4 yang relatif tetap. Oleh karena itu konsentrasi T4 bebas diharapkan lebih berhubungan dengan status klinis tiroid. Keadaan kadar T4 yang abnormal bisa saja menggambarkan abnormalitas fungsi tiroid atau variasi psikologis/patologis pada protein *carrier*. Peningkatan TBG akibat kehamilan, pil KB, terapi estrogen akan meningkatkan kadar T4 total, seringkali masih dibawah normal tanpa menginduksi peningkatan kadar FT4 kadang membiaskan efek fungsi kelenjar tiroid yang abnormal dengan meningkatkan kadar total T4 pada pasien yang hipotiroid atau menurunkan kadar total T4 pada pasien hipertiroid menjadi normal ³.

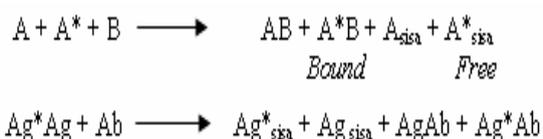
2. *Thyroid Stimulating Hormone (TSH)*

TSH terdiri dari glikoprotein, diproduksi oleh kelenjar hipofise anterior yang bertanggung jawab menstimulasi sintesa sekresi hormon-hormon tiroid yaitu Triiodotironin (T3) dan Tiroksin (T4). Sekresi hormon TSH dipengaruhi oleh *Thyrotropin Releasing Hormone (TRH)* yang diproduksi oleh kelenjar hipotalamus. Baik TRH, TSH, T3 maupun T4 bekerja dalam suatu mekanisme umpan balik diantara kelenjar hipotalamus, hipofise anterior dan kelenjar tiroid. Pada keadaan dimana kadar hormon T3 dan T4 meningkat maka akan terjadi mekanisme umpan balik negatif terhadap kelenjar hipotalamus dan hipofise sehingga akan menurunkan produksi TRH dan TSH. Demikian pula pada keadaan sebaliknya dimana kadar hormon T3 dan T4 rendah maka akan terjadi mekanisme umpan balik negatif terhadap kelenjar hipotalamus dan hipofise sehingga akan menaikkan produksi TRH dan TSH ⁴.

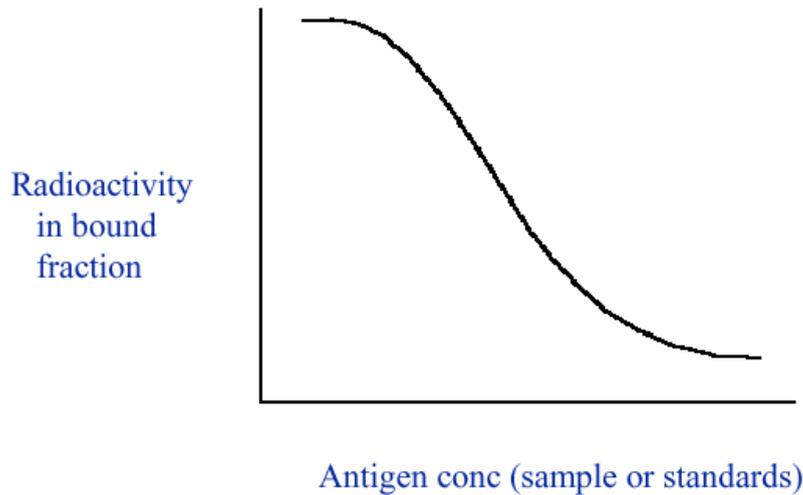
III. METODOLOGI

Pemeriksaan deteksi dini kelainan hipotiroid kongenital menggunakan dua teknik pemeriksaan yaitu RIA untuk

menentukan kadar FT4 dan IRMA untuk menentukan kadar TSH. Teknik Radio Immuno Assay merupakan reaksi imunologi antara antigen (Analit/ Ligan/ A) dengan antibodi spesifik (zat pengikat/binder/B) membentuk kompleks (AB). Ditambahkan analit A* yang identik dengan A tapi dilabel dengan zat radioaktif. Dengan kata lain, A* bertindak sebagai marker/ peranda untuk A. Apabila jumlah B di dalam sistem ini dibuat terbatas (kurang dari separuh jumlah A dan A*) maka hanya sebagian dari A yang dapat berikatan dengan B karena harus *berkompetisi* dengan A*. Dengan membuat jumlah B dan A* tetap dan jumlah A yang diubah-ubah, sehingga dapat dibuat kurva A*B versus A (kurva standar/ *Dose- response curve*). Kadar analit yang ingin diketahui, dibaca dari kurva tersebut. Sedangkan Ekins menamakan metoda ini sebagai “*Saturation Analysis*” karena reagenya (B) tersaturasi/menjadi jenuh sedang Yallow memakai istilah “*Competitive Protein Binding Assay*”².



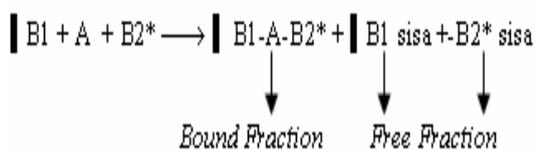
Antigen (baik yang bertanda radioaktif = Ag* maupun yang tidak bertanda = Ag) diinkubasikan dengan antibodi spesifik = Ab dalam jumlah yang terbatas maka akan terjadi kompetisi dari keduanya untuk berikatan dengan antibodi tersebut membentuk kompleks Ag*- Ab dan Ag-Ab. Karena jumlah Ab terbatas maka kemungkinan masih ada Ag* atau Ag yang tetap berada dalam keadaan bebas. Setelah fraksi Ag* yang berikatan dengan Ab dipisahkan dari fraksi Ag* yang masih bebas, maka jumlah Ag*-Ab yang terbentuk dapat diketahui dengan mendeteksi cacahan radiasi menggunakan alat yang disebut *Gamma Counter*. Bila cacahan tinggi, berarti jumlah Ag*- Ab tinggi/ banyak, berarti bahwa jumlah Ag yang terdapat dalam sampel sedikit/ rendah, demikian sebaliknya. Jadi jumlah Ag*- Ab yang terbentuk berbanding terbalik dengan jumlah Ag yang terdapat dalam sampel. Hubungan antara jumlah Ag- Ab yang terbentuk dengan jumlah Ag yang terdapat dalam sampel digambarkan dalam bentuk kurva berikut⁵ :

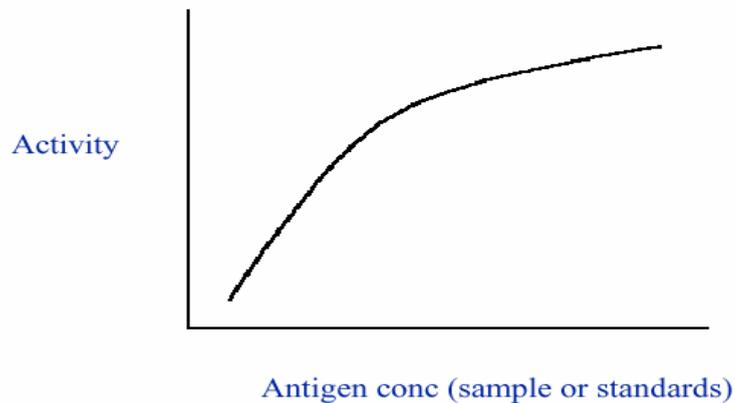


Gambar 1. Kurva standar RIA (Logit – Log)

Prinsip dasar teknik Immuno Radiometric Assay adalah reaksi imunologi antara antigen (A) dengan antibodi berlebih. Dengan teknik IRMA dikenal dua sisi atau *sandwich* yang sekarang banyak dipakai dan digunakan dengan dua macam antibodi yaitu antibodi tidak bertanda B1 yang diadsorbsikan pada fasa padat misalnya permukaan dalam dinding tabung polipropilen (disebut *coated tube*) dan antibodi bertanda B2*, keduanya dalam jumlah yang berlebih. Kedua antibodi tersebut akan berikatan dengan antigen yang sama tapi pada sisi yang berbeda⁵.

Fraksi *Bound* dipisahkan dengan fraksi *Free* dengan cara dekantasi selanjutnya dilakukan pengukuran radioaktivitas fraksi *Bound*. Hubungan antara radioaktivitas fraksi *Bound* dengan konsentrasi A dalam larutan standar digambarkan dalam kurva standar. Kadar A dalam sampel (yang ingin diketahui), dapat dibaca dari kurva tersebut⁵.





Gambar 2. Kurva standar IRMA (Lin-Lin)

IV. TATA KERJA

Bahan dan Peralatan

1. FT4 Teknik RIA

- Kit FT4 berisi :
 - FT4 Ab-Coated Tubes,
 - Standar FT4 A s/d G : Standar A dilarutkan dengan 2 ml aquabidest, standar B s/d G masing-masing dilarutkan dengan 1 ml aquabidest, dibiarkan kira-kira 10 menit kemudian dicampur perlahan.
 - ^{125}I -FT4 dilarutkan dengan 110 ml aquabidest, biarkan 10 menit, kemudian dicampur perlahan.
- Tabung polipropilen
- Tip kuning dan tip biru
- Rak tabung dekantir
- Mikropipet 50 μl dan 1000 μl
- Vortex
- Inkubator
- Gamma Counter
- Kertas grafik logit-log

Cara Kerja Pemeriksaan

- Disiapkan tabung FT4- Ab coated tubes untuk standar A s/d G, sampel, dan kontrol, tabung polipropilen untuk total dan Non Spesifik Binding (NSB).
- Dimasukkan 50 μl larutan standar A s/d G, sampel, kontrol, kedalam tabung FT4 - Ab coated tubes dan standar A untuk NSB pada tabung polipropilen langsung ke dasar tabung.
- Ditambahkan 1000 μl ^{125}I -Ab- FT4 pada semua tabung
- Vortex.
- Dilakukan inkubasi pada temperatur 37 ° C selama 1 jam
- Dekantir selama 5 menit
- Dilakukan pengukuran dengan gamma counter selama 1 menit
- Dilakukan penghitungan kadar FT4 dengan membuat kurva standar menggunakan kertas grafik log-log

2. TSH teknik IRMA

- Kit TSH berisi :
 - ✓ TSH Ab-Coated tubes, ^{125}I -TSH siap pakai
 - ✓ Buffer solution : dilarutkan dengan 400 ml *aquabidest*
 - ✓ Standar A : dilarutkan dengan 6 ml *aquabidest*
 - ✓ Standar B s/d H: dilarutkan dengan 3 ml *aquabidest*
- Tabung polipropilen
- Tip kuning dan tip biru
- Rak tabung dekantir
- Mikropipet 100 μl , 200 μl dan 2000 μl
- Shaker
- Vortex
- Gamma Counter
- Kertas grafik log-log

dan kontrol kedalam tabung Ab coated tube langsung ke dasar tabung.

- Ditambahkan 100 μl ^{125}I -TSH pada semua tabung
- Vortex, dilakukan pengocokan di atas shaker pada temperatur ruang selama 2 jam.
- Dilakukan pencucian dengan buffer solution 2000 ml pada semua tabung, dilakukan 2 kali
- Dekantir selama 5 menit.
- Dilakukan pengukuran dengan gamma counter selama 1 menit.
- Dilakukan pembuatan kurva standar menggunakan grafik log-log untuk menentukan kadar TSH

Cara Kerja Pemeriksaan

- Disiapkan tabung TSH Ab Coated tubes untuk standar A s/d H, sampel dan Kontrol
- Kemudian dimasukkan 200 μl larutan standar A s/d H, sampel

V. HASIL DAN PEMBAHASAN

Data hasil pemeriksaan hormon tiroid FT4 dan TSH di Puskesmas Kecamatan Mlono disajikan pada Tabel 2.

Tabel 2. Data hasil pemeriksaan hormon tiroid FT4 dan TSH di Puskesmas Kecamatan Mlono

Jumlah pasien	Umur (tahun)	Kadar hormon tiroid		Kesimpulan	
		TSH	FT4		
63 orang	1 orang	25	< 0,03	5,0	Hipertiroid
	1 orang	46	< 0,03	1,4	Latent hipertiroid
	61 orang	35,20 \pm 8,67	1,11 \pm 0.70	1,50 \pm 0,30	Dalam batas normal

Pada 63 sampel darah penduduk Kecamatan Mlonggo diperoleh kadar FT4 normal pada 62 sampel dan 1 sampel dengan kadar FT4 meningkat, nilai *range* normal kadar FT4 dalam serum adalah 0,8 – 2 ng/dl, sedangkan kadar TSH normal diperoleh pada 61 sampel dan 2 sampel dengan kadar kadar TSH yang rendah, nilai normal TSH dalam serum adalah 0,3 – 5 UIU/ml. Dapat disimpulkan bahwa status hormon tiroid pada 61 sampel darah penduduk Kecamatan Mlonggo normal, 1 sampel latent hipertiroid, 1 sampel hipertiroid.

Pada 50 sampel darah penduduk Kecamatan Bangsri diperoleh kadar FT4 normal pada 50 sampel, nilai *range* normal kadar FT4 dalam serum adalah 0,8 – 2 ng/dl, sedangkan kadar TSH normal diperoleh pada 48 sampel dan 2 sampel dengan kadar kadar TSH yang rendah, nilai normal TSH dalam serum adalah 0,3 – 5 UIU/ml. Dapat disimpulkan bahwa status hormon

tiroid pada 48 sampel darah penduduk kecamatan Bangsri adalah normal, 2 sampel latent hipertiroid .

Pada 50 sampel darah penduduk Kecamatan Kembang diperoleh kadar FT4 normal pada 50 sampel, nilai *range* normal kadar FT4 dalam serum adalah 0,8 – 2 ng/dl, sedangkan kadar TSH normal juga diperoleh pada 50 sampel, nilai normal TSH dalam serum adalah 0,3 – 5 UIU/ml. Dapat disimpulkan bahwa status hormon tiroid pada 50 sampel darah penduduk kecamatan Kembang adalah normal

Pada 50 sampel darah penduduk Kecamatan Kembang diperoleh kadar FT4 normal pada 50 sampel, nilai *range* normal kadar FT4 dalam serum adalah 0,8 – 2 ng/dl, sedangkan kadar TSH normal juga diperoleh pada 50 sampel, nilai normal TSH dalam serum adalah 0,3 – 5 UIU/ml. Dapat disimpulkan bahwa status hormon tiroid pada 50 sampel darah penduduk Kecamatan Kembang adalah normal.

Tabel 3. Data hasil pemeriksaan hormon tiroid FT4 dan TSH di Puskesmas Kecamatan Bangsri

Jumlah pasien	Umur (tahun)	Kadar hormon tiroid		Kesimpulan	
		TSH	FT4		
50 orang	1 orang	25	< 0,03	2,6	Hipertiroid
	1 orang	46	< 0,03	1,6	Latent hipertiroid
	48 orang	36,73 ± 9,38	1,20 ± 0,76	1,39 ± 0,25	Dalam batas normal

Tabel 4. Data hasil pemeriksaan hormon tiroid FT4 dan TSH di Puskesmas Kecamatan Kembang.

Jumlah pasien	Umur (tahun)	Kadar hormon tiroid		Kesimpulan
		TSH	FT4	
50 orang	35,06 ± 7,04	1,36 ± 0,65	1,59 ± 0,24	Dalam batas normal

Pada 25 sampel darah penduduk Kecamatan Keling I diperoleh kadar FT4 normal pada 24 sampel, 1 sampel kadar FT4 meningkat, nilai *range* normal kadar FT4 dalam serum adalah 0,8 – 2 ng/dl, sedangkan kadar TSH normal diperoleh pada 23 sampel, 2 sampel kadar TSH rendah, nilai normal TSH dalam serum adalah 0,3 – 5 UIU/ml. Dapat disimpulkan bahwa status hormon tiroid pada 25 sampel darah penduduk Kecamatan Keling I adalah

23 sampel normal, 1 sampel latent hipertiroid, 1 sampel hipertiroid.

Pada 25 sampel darah penduduk Kecamatan Keling II diperoleh kadar FT4 normal pada 25 sampel nilai *range* normal kadar FT4 dalam serum adalah 0,8 – 2 ng/dl, sedangkan kadar TSH normal diperoleh pada 25 sampel nilai normal TSH dalam serum adalah 0,3 – 5 UIU/ml. Dapat disimpulkan bahwa status hormon tiroid pada 25 sampel darah penduduk Kecamatan Keling II normal.

Tabel 5. Data hasil pemeriksaan hormon tiroid FT4 dan TSH di Puskesmas Kecamatan Keling I

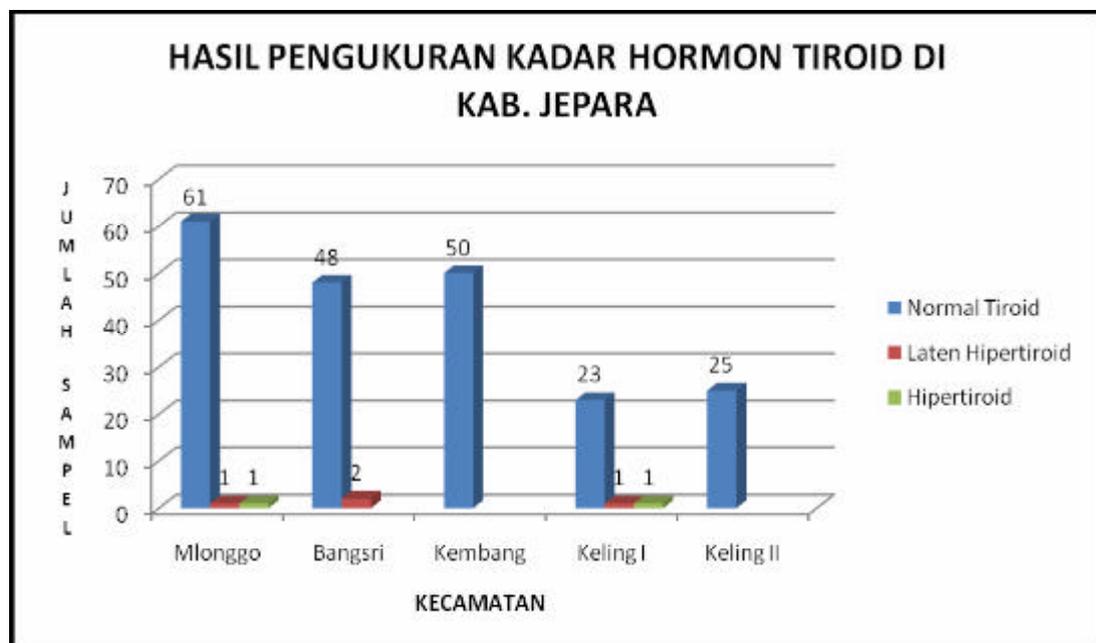
Jumlah pasien	Umur (tahun)	Kadar hormon tiroid		Kesimpulan	
		TSH	FT4		
25 orang	1 orang	46	< 0,03	4	Hipertiroid
	1 orang	40	< 0,03	1,3	Latent hipertiroid
	23 orang	35,13 ± 9,49	1,40 ± 0,70	1,36 ± 0,19	Dalam batas normal

Tabel 6. Data Hasil Pemeriksaan Hormon Tiroid FT4 dan TSH di Puskesmas Kecamatan Keling II

Jumlah pasien	Umur (tahun)	Kadar hormon tiroid		Kesimpulan
		TSH	FT4	
25 orang	30,29 ± 5,18	1,25 ± 0,52	1,34 ± 0,23	Dalam batas normal

Tabel 7. Rekapitulasi hasil pengukuran kadar hormon tiroid di Kabupaten Jepara

Nama Kecamatan	Jumlah sampel	Hasil		
		Normal Tiroid	Latent Hipertiroid	Hipertiroid
Mlonggo	63	61	1	1
Bangsri	50	48	2	-
Kembang	50	50	-	-
Keling I	25	23	1	1
Keling II	25	25	-	-
Jumlah	213	207	4	2



Kecamatan Kembang menurut data penderita GAKI Kabupaten Jepara tahun 2006, merupakan kecamatan yang paling menonjol dengan penduduk gangguan akibat kekurangan iodium, namun hasil pemeriksaan hormon tiroid terhadap 50 sampel darah tidak ditemukan kasus tiroid. Pada penduduk kecamatan Keling I, dengan 25 sampel

darah diperoleh 2 sampel dengan. Pada Total 213 sampel darah di 5 kecamatan Kabupaten Jepara diperoleh 207 sampel darah kadar hormon tiroid normal, 4 sampel dengan kelainan latent hipertiroid, 2 sampel dengan kelainan hipertiroid. Tidak ditemukan kadar hormon tiroid yang rendah (hipotiroid).

VI. KESIMPULAN

Tidak ditemukan adanya kelainan status kelenjar tiroid penduduk di Kecamatan Kembang walaupun menurut data GAKI Kabupaten Jepara tahun 2006, menonjol endemis gondok. Penduduk Kecamatan Keling I, mempunyai resiko adanya kelainan status kelenjar tiroid (hipertiroid). Tidak ditemukan adanya kelainan hipotiroid.

SARAN

Perlu dilakukan pemeriksaan hormon tiroid pada lebih banyak penduduk untuk mencapai tujuan dalam penilaian status kelenjar tiroid sebagai *baseline* data kasus endemis gondok GAKI di kabupaten Jepara karena prevalensi Hipotiroid Kongenital ditemukan pada 1 : 2500 kelahiran.

DAFTAR PUSTAKA :

1. IRMA S HAPSARI, Pelaksanaan Program Alih Teknologi Bidang Kesehatan Tahun 2007 di Kabupaten Jepara, Jawa Tengah
2. SUSYATI, Aplikasi Teknik RIA/IRMA Pada Program Uji Saring Hipotiroidisme Kongenital, Sosialisasi Program Pemanfaatan Hasil Litbang Iptek Nuklir Bidang Kesehatan Tahun 2005, Malang – Jatim, 12-14 Juli 2005.
3. Coat A – Count FT4 Procedure, Siemens Medical Solution Diagnostics, 2006-12-29
4. Coat – A- Count TSH IRMA Procedure, Diagnostic Products Corporation, 2005-03-18
5. PILLAI M.R.A., and BHANDARKA S.D., Radioimmunoassay Principles and Practise, Third, Revised & Enlarge Edition, Isotop Division Bhabha Atomic Research Centr, India, 1998

Tanya Jawab :

1. Penanya : Dra.Gina Mondrida (PRR – BATAN)

Pertanyaan :

1. Peruduk GAKI cenderung hipotiroid, kenapa data hasil kegiatan tidak menunjukkan kelainan hipotiroid, kenyataan malah sebaliknya (ditemukan kelainan hipertiroid) ?
2. Pemeriksaan apa saja yang dilakukan untuk mengetahui kelainan fungsi tiroid (kenapa tidak dilakukan pemeriksaan T3, T4) ?
3. Kit RIA/IRMA dari mana?
4. Kapan seseorang dikatakan menderita hipotiroid (T3, T4, FT4, TSH bagaimana) dan hipertiroid.

Jawaban : Kristina DP. (PTKMR – BATAN)

1. Benar, GAKI adalah kurangnya hormon tiroid dalam sirkulasi darah, pada 213 sampel yang diperiksa di 5 kecamatan daerah diduga endemik gondok, 207 sampel diperoleh hormon tiroid dalam batas normal, 4 sampel latent tiroid, 2 sampel hipertiroid, tidak ditemukan adanya kelainan hipotiroid, hal ini dapat disebabkan karena jumlah sampel yang kurang

banyak (prevalensi hipotiroid kongenital 1 : 2500 kelahiran), pengambilan sampel penduduk dilakukan secara acak, pria/wanita usia 20-40 tahun, dengan atau tanpa gangguan kelenjar tiroid, sehingga memungkinkan hal tersebut terjadi.

2. Pemeriksaan hormon tiroid (Total T3, Total T4, FT4 dan TSH, T3 Uptake), USG tiroid, Skintigrafi tiroid.

Karena dana yang terbatas, pemeriksaan FT4 cukup menjelaskan keadaan klinis kelenjar tiroid dan TSH pemeriksaan hormon tiroid yang sangat sensitif untuk deteksi kelainan tiroid, TSH sangat berperan penting dalam produksi hormon tiroid.

3. DPC (Diagnostic Product Cooperation), Karindo.
4. Hipotiroid, hormon tiroid kurang dalam sirkulasi darah (T3, T4, FT4 kurang dari batas normal, TSH meningkat dari batas normal) sedang hipertiroid hormon tiroid meningkat dalam sirkulasi darah (T3, T4, FT4 meningkat dari batas normal, TSH rendah)

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

Pertanyaan:

1. Apa tindak lanjut yang dilakukan apabila ditemukan hasil bahwa pasien itu hipotiroid atau hipertiroid ?

**Jawaban : Kristina DP.
(PTKMR – BATAN)**

1. Data hasil pengukuran kadar hormon tiroid pada sampel penduduk di 5 kecamatan Kabupaten Jepara di laporka kepada Dinas Kesehatan Kabupaten Jepara untuk dievaluasi dan ditindak lanjuti dengan berkoordinasi dengan dokter puskesmas setempat untuk segera memberikan pengobatan dan perhatian khusus pada kelainan hipotiroid dan hipertiroid terutama pada wanita usia subur.

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

Pertanyaan :

1. Mengapa pemeriksaan hormon tiroid diukur dengan teknik RIA-IRMA (apakah teknik tersebut mempunyai keunggulan), apakah ada metode lain yang dapat digunakan untuk mengukur hormon tiroid?

**Jawaban : Kristina DP.
(PTKMR – BATAN)**

1. Tehnik yang digunakan menggunakan tehnik *Radio Immuno Assay* (RIA) dan *Immuno Radio Metric Assay* (IRMA) keunggulannya lebih sensitif, lebih akurat dan lebih simpel dalam tata kerja tehnik lain, ELISA (*Enzyme Linked Immuno Sorbent Assay*)

Perbedaan Teknik Pemeriksaan IRMA dan ELISA

Parameter	IRMA	ELISA
Sensitivitas	Lebih sensitif	sensitif
Antigen	¹²⁵ I monoklonal/ double Antibodi	<i>Enzym Conjugate Reagen</i>
Tabung	Antibodi <i>Coated</i>	Murine monoklonal anti CA125 <i>Coated Microtiter plate</i>
Pengukuran	Fraksi bound antibodi-Antigen-antibodi bertanda radiokatif	Perubahan warna substrak dengan enzim konjugate yang telah berikatan dengan antigen-antibodi
Deteksi	Kapan saja dilakukan pengukuran tidak merubah kondisi reaksi	disesuaikan dengan kondisi dan waktu reaksi (diptimasi) < 15 menit
Alat Pengukur kadar	Gamma Counter	Spektrophotometrically

4. Penanya : Joko Sumanto (PRPN - BATAN)

laboratorium universitas di Mataram dan Malang.

Pertanyaan :

1. Pernahkan dilakukan pemetaan daerah endemic gondok di beberapa daerah di Pulau Jawa ?
2. Berapa batasan kadar T3, T4, TSH, FT4 hipo, normal dan hipertiroid ?
3. Pernahkan dilakukan sosialisasi Kit RIA-IRMA/ alat di Rumah Sakit ?

Jawaban : Kristina DP. (PTKMR – BATAN)

1. Belum, instansi yang berwenang melakukan pemetaan adalah Departemen Kesehatan dalam hal ini Dinas Kesehatan Daerah
2. Batasan kadar :

Pemeriksaan	Normal	Hipo-tiroid	Hiper-tiroid
T3	86-187	<86	>187
T4	4,5 – 12,5	<4,5	>12,5
FT4	0,8 – 2	<0,8	>2
TSH	0,3 – 5	< 0,3	>5

3. Belum pernah di rumah sakit, tetapi pernah dilakukan di beberapa

5. Penanya : Saino (PATIR - BATAN)

Pertanyaan :

1. Seseorang telah mengalami hipertiroid, adakah alat deteksi sekaligus alat terapi untuk menekan perkembangbiakan kelenjar tiroid tersebut?
2. Untuk pencegahan dini apakah ada jenis makanan yang bisa menghambat perkembangan kelenjar tiroid ?

Jawaban : Kristina DP. (PTKMR – BATAN)

1. Tidak ada, deteksi kelainan dengan skintigrafi tiroid dan pemeriksaan hormon tiroid rutin setelah pengobatan.
2. Untuk kelainan hipertiroid hindari makan brokoli, kol, kacang-kacangan, kedelai, bayam, buah peach, *strawberry*.

VERIFIKASI SISTEM PROTEKSI RADIASI NETRON DAN GAMMA PADA SISTEM *MINItrace* PESAWAT SIKLOTRON MILIK RUMAH SAKIT GADING PLUIT JAKARTA

Wijono dan Gatot Wurdianto

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi – BATAN

ABSTRAK

VERIFIKASI SISTEM PROTEKSI RADIASI NETRON DAN GAMMA PADA SISTEM *MINItrace* PESAWAT SIKLOTRON MILIK RUMAH SAKIT GADING PLUIT JAKARTA.

Telah dilakukan verifikasi sistem proteksi radiasi netron dan gamma pada sistem *minitrace* pesawat siklotron milik Rumah Sakit Gading Pluit Jakarta. Verifikasi bertujuan untuk menentukan status daerah kerja/potensi bahaya radiasi di dalam sistem ruang pesawat siklotron dan sekitarnya. Verifikasi meliputi pengukuran dan interpretasi data primer laju dosis radiasi netron dan paparan gamma. Pengukuran laju dosis ekivalen radiasi netron menggunakan *Portable Neutron Monitor* Model NP-2 S/N NP-883605 dan paparan radiasi gamma menggunakan *Micro R Meter Ludlum 19* S/N 138483. Proses pengukuran laju dosis dan paparan dilakukan pada saat pesawat dalam kondisi mati (*off*) dan beroperasi (*on*) selama 60 menit. Diambil 11 titik lokasi pengukuran di daerah kerja radiasi (di ruangan sistem pesawat) dan 16 titik di luar ruangan sistem pesawat (daerah masyarakat umum). Hasil pengukuran saat kondisi pesawat *off* menunjukkan distribusi nilai laju dosis ekivalen radiasi netron di dalam dan luar sistem ruang pesawat = 0 (nol) mrem/jam. Pada saat kondisi *on*, masing-masing berkisar antara 0,05 - 0,40 mrem/jam dan 0 (nol) mrem/jam. Untuk laju paparan radiasi gamma saat kondisi pesawat *off* berkisar antara 0,009 - 0,011 mR/jam dan pada kondisi *on* berkisar antara 0,012 - 0,260 mR/jam (di dalam ruang pesawat). Laju paparan di luar ruangan sistem pesawat tidak mengalami kenaikan dan sama seperti pada saat posisi *off*. Nilai-nilai tersebut masih berada jauh di bawah batas laju dosis ekivalen dan paparan maksimum (2,5 mrem/jam) yang direkomendasikan oleh Badan Pengawas Tenaga Nuklir (No. 01/Ka-Bapeten/V-99).

Kata kunci : paparan radiasi, netron, gamma dan pesawat siklotron.

ABSTRACT

VERIFICATION OF PROTECTION SYSTEM OF NEUTRON AND GAMMA RADIATION ON CYCLOTRON MACHINE *MINItrace* SYSTEM OF JAKARTA GADING PLUIT HOSPITAL.

Verification of protection system of neutron and gamma radiation on cyclotron machine *minitrace* system of Jakarta Gading Pluit Hospital has been carried out. The purpose of verification is to determine the area status of radiation danger potential in cyclotron machine room system and environments. Verification consists of measurement and examination of primary data of gamma exposure and neutron radiation dose rates. Measurement of equivalent dose rate of neutron radiation using *Portable Neutron Monitor* Model NP-2 S/N NP-883605 and gamma radiation exposure using *Micro R Meter Ludlum 19* S/N 138483. Measurement process of exposure and dose rate committed when machine "off" position and when "on" during 60 minute. Taken 11 measurement site point in radiation work (area in machine system room) and 16 point in outside machine systems room (common society environment). Measurement result showed distribution of neutron radiation equivalent dose rate value inside and outside machine room system "off" position = 0 (zero) mrem/hour. Then "on" position, each were between 0.05 - 0.40 mrem/hour and 0 (zero) mrem/hour. For these gamma radiation exposure rate were between 0.009 - 0.011 mR/hour (off position) and this on position were between 0.012 - 0.260 mR/hour. Exposure rate on outside machine system room didn't increase and still equal with the off position. These result is still be under limits of equivalent dose rate and maximum exposure (< 2.5 mrem/hour) which recommended by Nuclear Energy Regulatory Agency (No. 01/Ka-Bapeten/V-99).

Keywords : radiation exposure, neutron, gamma and cyclotron machine.

I. PENDAHULUAN

Dewasa ini aplikasi teknologi nuklir di bidang kedokteran telah berkembang dengan pesat, diantaranya adalah pemanfaatan Flourine 18 (F-18), Nitrogen 13 (N-13), Carbon 11 (C-11), Oksigen 15 (O-15) dan Gallium 68 (G-68). Salah satu contoh aplikasi pemanfaatan F-18 pada sistem Pesawat Siklotron sebagai mesin penghasil radiofarmaka yang digunakan untuk merunut fungsi organ melalui *Positron Emission Tomography* (PET). Pemanfaatan pesawat ini menghasilkan paparan radiasi neutron dan gamma yang dapat membahayakan manusia maupun lingkungan apabila tidak ditangani dengan tepat. Oleh karena itu diperlukan fasilitas dan prosedur keselamatan dan keamanan yang handal, diantaranya penerapan sistem proteksi terhadap batasan paparan radiasi maksimum yang direkomendasikan oleh instansi terkait.

Salah satu peraturan ketenaganukliran adalah Peraturan Pemerintah Republik Indonesia Nomor 63 Tahun 2000 yang mengatur tentang Keselamatan dan Kesehatan terhadap Pemanfaatan Radiasi Pengion¹ dan secara operasional diatur lagi dengan Keputusan Kepala BAPETEN No. 01/Ka-BAPETEN/V-99 yaitu tentang

Ketentuan Keselamatan Kerja terhadap Radiasi.² Peraturan Pemerintah ini sebagai pengganti Peraturan Pemerintah No. 11 Tahun 1975 tentang Keselamatan Kerja terhadap Radiasi yang mulai diberlakukan sejak diundangkan pada tanggal 21 Agustus 2000 yang lalu. Menurut Peraturan Pemerintah Republik Indonesia Nomor 63 Tahun 2000, laju dosis radiasi di daerah radiasi yang dihuni oleh pekerja radiasi lebih kecil dari 25 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$ atau 2,5 mrem/jam. Pengukuran dosis radiasi dilakukan dengan menggunakan alat ukur radiasi (surveymeter) yang sesuai, telah dikalibrasi dan masa kalibrasinya masih berlaku.

Pesawat Siklotron adalah mesin penghasil radiofarmaka berupa Flourine 18 (^{18}F) yang digunakan untuk merunut fungsi organ melalui *Positron Emission Tomography* (PET). F-18 memancarkan energi gamma (γ) dan beta positif (β^+) masing-masing 511 dan 149,8 keV. Waktu paronya 109,77 menit.³ Dalam pemanfaatannya pesawat ini menghasilkan proton. Selanjutnya direaksikan dengan Oksigen 18 (^{18}O) sehingga menghasilkan F-18. Proses ini menimbulkan paparan radiasi neutron dan gamma. Radiasi neutron hanya dihasilkan oleh reaksi $^{18}\text{O} + \text{proton}$. Sedangkan radiasi gammanya diakibatkan 2

kemungkinan, yaitu hasil reaksi $^{18}\text{O} + \text{proton}$ dan hasil interaksi antara radiasi neutron dengan partikel disekitarnya.

Berikut akan dilakukan verifikasi sistem proteksi *minitrace* pesawat siklotron milik rumah sakit Gading Pluit Jakarta yang akan memulai operasinya. Verifikasi sistem proteksi dianalisis menggunakan data primer laju dosis ekuivalen radiasi neutron dan paparan radiasi gamma. Verifikasi bertujuan untuk menentukan status daerah kerja/potensi bahaya radiasi di dalam sistem ruang pesawat siklotron dan sekitarnya pada saat pesawat beroperasi (*on*) maupun pada saat mati (*off*). Dengan demikian dapat dipastikan kategori keselamatan radiasi di daerah

kerja dalam ruangan sistem Proteksi *MINItrace* Pesawat Siklotron (bagi pekerja radiasi, dokter dan perawat) dan di luar daerah kerja (bagi lingkungan/masyarakat umum).

II. TATA KERJA

Alat ukur radiasi yang digunakan dalam pengukuran laju dosis ekuivalen radiasi neutron pada pesawat Siklotron ini adalah “*Portable Neutron Monitor*” Model NP-2 Nomor Seri NP-883605 milik PTKMR-BATAN Jakarta yang ditunjukkan dalam Gambar 1. Proses pengukuran laju dosis ekuivalen radiasi neutron ini dilakukan pada saat pesawat Siklotron beroperasi (*on*) selama 60 menit dan saat pesawat mati (*off*).



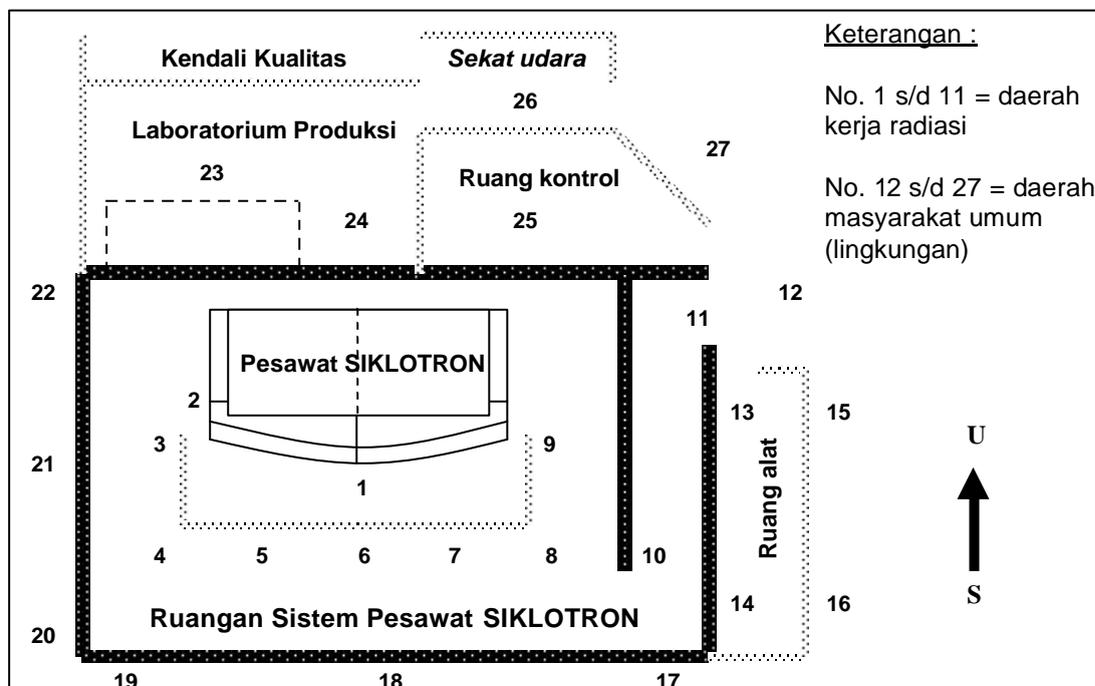
Gambar 1. Alat ukur radiasi “*Portable Neutron Monitor*” Model NP-2 (a) dan tombol/rentang ukur (b)

Diambil sebanyak 11 posisi titik pengukuran di dalam ruangan sistem Pesawat Siklotron (daerah kerja di sekitar *MINItrace RADIATION SHIELD*) dan 16 titik posisi di luar ruangan sistem Pesawat (masyarakat umum) seperti ditunjukkan dalam Gambar 2.

Daerah titik posisi di luar ruangan meliputi ruang kontrol (*control room*), laboratorium produksi (*product lab*) yang ditunjukkan dalam Gambar 3, ruang alat dukung (*ware house*), ruang kontrol kualitas (*quality control*), ruang kunci udara (*airlock*), halaman belakang gedung dan samping gedung. Dari hasil pengukurannya dapat diketahui distribusi nilai laju dosis ekuivalen radiasi neutron

dan keberadaan/posisinya terhadap batasan nilai laju dosis ekuivalen maksimum yang direkomendasikan oleh peraturan ketenaganukliran yang berlaku.

Alat ukur radiasi yang digunakan dalam pengukuran laju paparan radiasi gamma pada pesawat Siklotron ini adalah "*Micro R Meter*" Model Ludlum 19 Nomor Seri 138483 milik PTKMR-BATAN Jakarta yang ditunjukkan dalam Gambar 4. Proses pengukuran laju paparan radiasi gamma ini dilakukan pada waktu dan posisi yang sama seperti pada pengukuran laju dosis ekuivalen radiasi neutron pesawat Siklotron.



Gambar 2. Skema distribusi titik posisi pengukuran laju dosis ekuivalen radiasi neutron dan laju paparan radiasi gamma di dalam/luar ruangan sistem pesawat Siklotron



Gambar 3. Ruang laboratorium produksi (a) dan ruang kontrol (b)



Gambar 4. Sistem “Micro R Meter” Model Ludlum 19 (a)
dan skala ukurnya (b)

III. PEMBAHASAN

Dari hasil yang diperoleh dapat diketahui distribusi nilai laju dosis ekuivalen radiasi neutron di semua titik lokasi pengukuran (di dalam dan luar ruangan sistem Pesawat Siklotron) yang ditunjukkan dalam Gambar 2. Pada kondisi pesawat mati (*off*) laju dosis ekuivalen = 0 (nol) mrem/jam. Namun

pada saat pesawat beroperasi (*on*), laju dosisnya bertambah besar dengan penyebaran nilai yang tidak merata untuk semua titik lokasi pengukuran, khususnya untuk semua titik lokasi pengukuran yang berada di dalam ruangan sistem pesawat (daerah kerja radiasi). Sedangkan untuk titik-titik lokasi yang berada di luar sistem pesawat tidak mengalami

kenaikan laju dosis. Hal ini disebabkan karena sistem proteksi radiasi (*shielding*) yang baik (yang memenuhi standar proteksi).

Distribusi laju dosis ekuivalen radiasi neutron di dalam dan luar ruangan sistem pesawat Siklotron (pada saat “on”) ditunjukkan dalam Tabel 1. Dari tabel tersebut diketahui nilai laju dosis ekuivalen berkisar antara 0,05 s/d 0,40 mrem/jam untuk titik-titik lokasi di dalam sistem ruangan pesawat. Untuk lokasi di luar ruang pesawat sebesar 0 (nol) mrem/jam. Nilai-nilai tersebut masih berada di bawah laju dosis ekuivalen dan paparan maksimum ($< 2,5$ mrem/jam), sesuai rekomendasi Badan Pengawas Tenaga Nuklir.

Dari hasil yang diperoleh dapat diketahui distribusi nilai laju paparan radiasi gamma di semua titik lokasi pengukuran (di dalam dan luar ruangan sistem Pesawat Siklotron yang

ditunjukkan dalam Gambar 2. Pada kondisi pesawat mati (*off*) nilai laju paparan radiasi gammanya sama dengan nilai laju paparan radiasi *background* (latar), yaitu berkisar antara 0,009 s/d 0,011 mR/jam. Namun pada saat pesawat beroperasi (*on*), laju dosisnya bertambah besar dengan penyebaran nilai yang tidak merata untuk semua titik lokasi pengukuran, khususnya untuk semua titik lokasi pengukuran yang berada di dalam ruangan sistem pesawat (daerah kerja radiasi). Sedangkan untuk titik-titik lokasi yang berada di luar sistem pesawat tetap (laju paparannya tidak mengalami kenaikan). Distribusi laju paparan radiasi gamma di dalam dan luar ruangan sistem pesawat Siklotron (pada saat “on”) ditunjukkan dalam Tabel 2.

Tabel 1. Distribusi laju dosis ekuivalen radiasi neutron

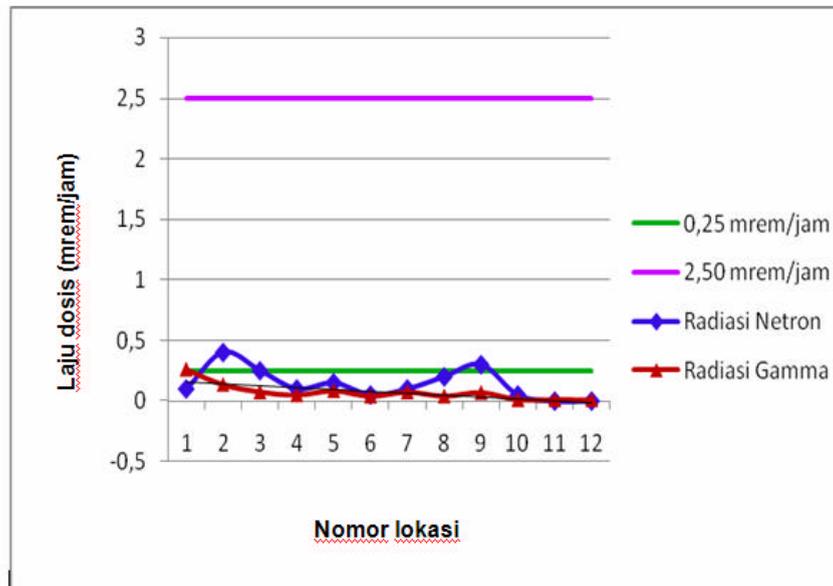
No. Lokasi	Laju Dosis (mrem/jam)	No. Lokasi	Laju Paparan (mrem/jam)
1	$0,10 \pm 0,02$	7	$0,10 \pm 0,03$
2	$0,40 \pm 0,03$	8	$0,20 \pm 0,04$
3	$0,25 \pm 0,02$	9	$0,30 \pm 0,04$
4	$0,10 \pm 0,01$	10	$0,05 \pm 0,02$
5	$0,15 \pm 0,02$	11	$0,00 \pm 0,00$
6	$0,05 \pm 0,02$	12 s/d 27	$0,00 \pm 0,00$

Catatan : Laju dosis ekuivalen *background* (latar) = 0,00 mrem/jam

Tabel 2 Distribusi laju paparan radiasi gamma

Nomor Lokasi	Laju Paparan (mR/jam)	Nomor Lokasi	Laju Paparan (mR /jam)
1	0,260 ± 0,002	7	0,075 ± 0,001
2	0,135 ± 0,003	8	0,040 ± 0,002
3	0,075 ± 0,002	9	0,070 ± 0,001
4	0,050 ± 0,001	10	0,012 ± 0,002
5	0,085 ± 0,002	11	0,011 ± 0,001
6	0,040 ± 0,002	12 s/d 27	0,009 s/d 0,011 ± 0,001

Catatan : Laju paparan *background* (latar) = 0,009 s/d 0,011 ± 0,001 mR/jam



Gambar 5 Grafik laju dosis netron dan gamma hasil pengukuran terhadap rekomendasi dosis maksimum untuk pekerja radiasi (2,5 mrem/jam) dan masyarakat umum (0,25 mrem/jam).

Dari tabel 2 diketahui nilai laju paparan berkisar antara 0,012 s/d 0,260 mR/jam untuk titik-titik lokasi di dalam sistem ruangan pesawat. Untuk lokasi di luar ruang pesawat tidak mengalami kenaikan (nilainya sama dengan nilai laju paparan cacah latarnya yang diukur pada saat pesawat “*off*”). Nilai-nilai tersebut masih berada di bawah laju dosis ekuivalen dan paparan maksimum untuk pekerja radiasi di daerah kerja radiasi (<

2,5 mR/jam) dan untuk masyarakat/lingkungan (< 0,25 mR/jam). Grafik laju dosis netron dan gamma hasil pengukuran terhadap dosis maksimum dari rekomendasi Badan Pengawas Tenaga Nuklir untuk pekerja radiasi (kurang dari 2,5 mrem/jam) dan masyarakat umum (kurang dari 0,25 mrem/jam) ditunjukkan dalam Gambar 5. Dengan demikian daerah di dalam dan luar Sistem Proteksi *MINItrace* Pesawat

Siklotron masih dalam kategori aman untuk pekerja radiasi dan masyarakat umum.

Berdasarkan rencana waktu operasi sistem Pesawat Siklotron selama 1 sampai 2 jam per hari, maka akan mengurangi peluang risiko bahaya radiasi neutron dan gamma untuk waktu kumulatif selama setahun yang sebelumnya dihitung 8 jam operasi per hari.

IV. KESIMPULAN

Dari hasil pengukuran saat kondisi pesawat *off* menunjukkan distribusi nilai laju dosis ekuivalen radiasi neutron di dalam dan luar sistem ruang pesawat = 0 (nol) mrem/jam. Pada saat kondisi *on*, masing-masing berkisar antara 0,05 - 0,40 mrem/jam dan 0 (nol) mrem/jam. Untuk paparan radiasi gamma saat kondisi pesawat *off* berkisar antara 0,009 - 0,011 mR/jam dan pada kondisi *on* masing-masing berkisar antara 0,012 - 0,260 mR/jam dan 0,009 - 0,011 mR/jam. Nilai-nilai tersebut masih berada jauh di bawah laju dosis ekuivalen dan paparan maksimum ($< 2,5$ mrem/jam), sesuai rekomendasi Badan Pengawas Tenaga Nuklir. Dari hasil pengukuran ini dapat disimpulkan bahwa daerah di dalam dan luar Sistem Proteksi *MINItrace* Pesawat Siklotron masih memiliki paparan radiasi neutron dan

gamma yang tidak melampaui batas yang diijinkan baik untuk pekerja radiasi dan lingkungan (masyarakat umum).

DAFTAR PUSTAKA

1. PERATURAN PEMERINTAH, Keselamatan dan Kesehatan terhadap Pemanfaatan Radiasi Pengion, PP No. 63, Jakarta, 2000
2. BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR, Ketentuan Keselamatan Kerja terhadap Radiasi, Keputusan Kepala Bapeten No. 01/Ka.Bapeten/V-99, Jakarta, 1999
3. RADIONUCLIDE TRANSFORMATIONS, Energy and Intensity of Emmisions, ICRP Publication 38, Volumes 11-13, 1983
4. BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR, Himpunan Peraturan Perundang-undangan Ketenaganukliran, Jakarta, 2003
5. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Recommendations for the Safe Use and Regulation of Radiation Sources in Industry, Medicine, Research and Teaching, Safety Series No. 102, IAEA, 1990
6. MARTIN A. and HARBISON, A. An. Introduction to Radiation Protection, third edition, 1986
7. NICHOLAS TSOULFANIDIS, Measurements Procedures, NCRP Report No.58, I edition, 1978

Tanya Jawab :

1. Penanya : Yayan Tahyan

(PRR-BATAN)

Pertanyaan :

1. Dimana dilakukan penelitian / pengukuran verifikasi pesawat siklotron?
2. Bagaimana proses terjadinya ^{18}F ?

Jawaban : Wijono

(PTKMR – BATAN)

1. Penelitian dilakukan di RS. Gading Pluit di Jakarta.
2. Proses terjadinya ^{18}F akibat reaksi $^{18}\text{O} + \text{proton}$ sehingga menghasilkan $^{18}\text{F} + \text{neutron}$. ^{18}F menghasilkan positron (β^+) dan γ dengan energi 511 keV yang akan diaplikasikan ke tindakan medis. Sedangkan neutron menghasilkan paparan radiasi neutron dan gamma akibat interaksi dengan partikel. ^{18}F mempunyai $T_{1/2} = 109,77$ menit.

I. PENDAHULUAN

Dari berbagai ragam barang atau peralatan baik peralatan rumah tangga dan peralatan laboratorium yang ada pada saat ini akan kita dapatkan bahwa hampir semua bagian –bagiannya dijalankan oleh sumber daya se arah . Penyediaan sumber daya searah banyak macamnya, akan tetapi hanya sumber daya searah hasil dari perubahan sumber daya bolak – balik (AC) yang berasal dari jala-jala PLN menjadi sumber daya se arah (DC) yang akan diutarakan. Sumber daya se arah ini memegang peranan yang sangat penting dalam kinerja system peralatan laboratorium karena bila sumber daya searah terganggu peralatan akan tidak akan maksimal kinerjanya.

Sumber daya searah baik wujud sumber tegangan maupun arus adalah suatu rangkaian elektronik untuk mengkonversikan arus bolak-balik menjadi arus searah untuk menjalankan peralatan elektronik yang memakai sumber daya searah.

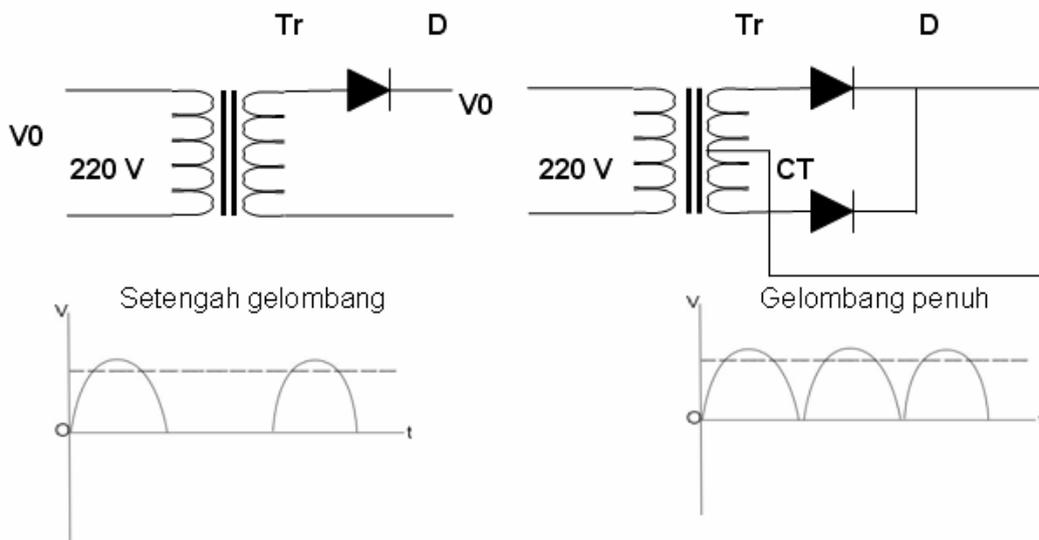
Penyearahan dapat dilakukan dengan hanya setengah gelombang (half wave), dan gelombang penuh (full wave). Dalam rangkaian penyearah ini belum diketahui kelemahan dan kelebihan karakteristiknya oleh karena itu perlu

dilakukan uji rangkaian penyearah setengah gelombang (half wave) dan gelombang penuh (full wave). Kegiatan ini juga bertujuan untuk mengetahui masing-masing tegangan keluaran, tegangan ripel dan pengaruh tegangan terhadap nilai beban dan kapasitansi terpasangnya.

II. TEORI

Untuk memberi daya searah pada rangkaian elektronik diperlukan daya searah hasil dari daya bolak – balik (jala – jala PLN) yang disearahkan oleh sistem penyearah sehingga memenuhi syarat daya searah yang di perlukan alat tersebut.

Penyearahan bisa dilakukan dengan hanya setengah gelombang (half wave) serta gelombang penuh (full wave) Gambar 1.



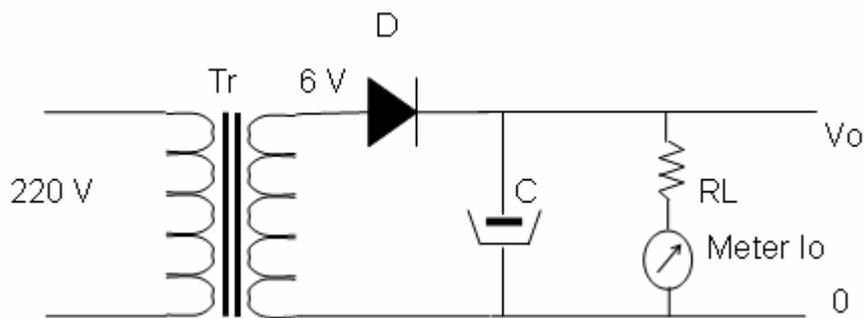
Gambar 1 Rangkaian penyearah dan grafik

Tegangan arus searah yang dihasilkan (V_{dc}) dari tegangan arus tukar $V_{ac} = V_{maks} \sin t$ berturut-turut adalah (tanpa beban). Bila pada tegangan V_{dc}

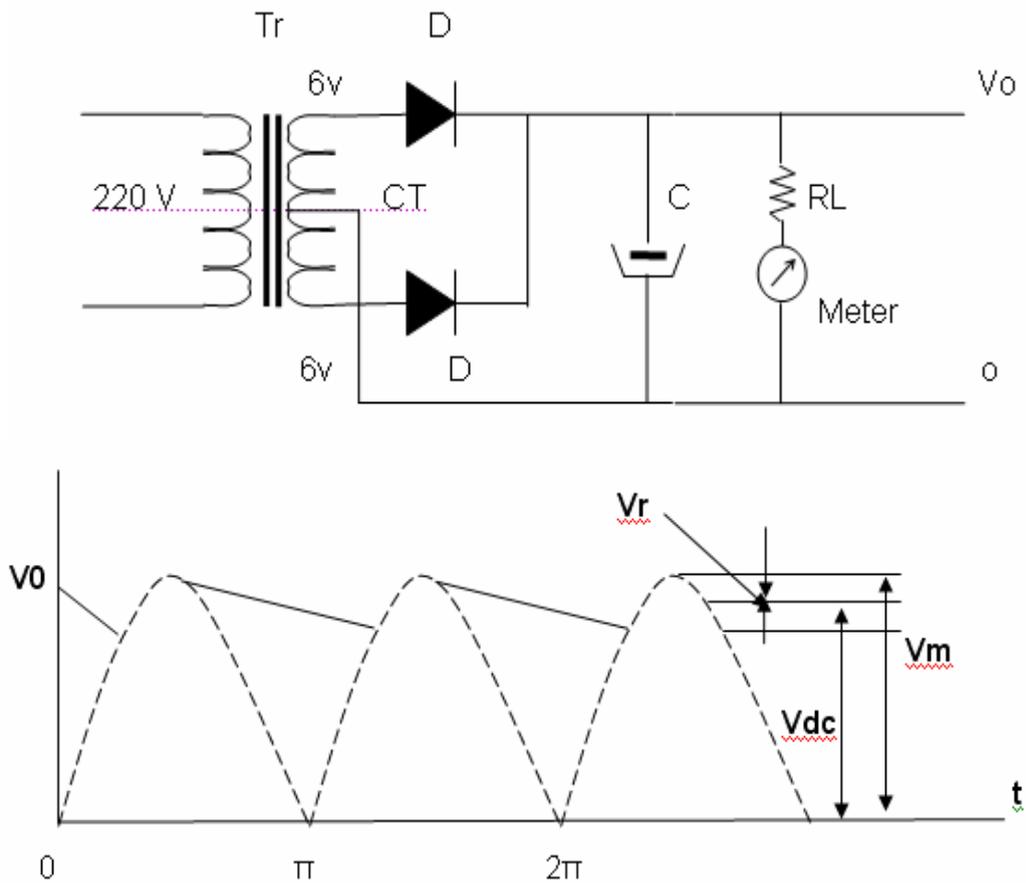
ini ditarik beban dengan tahanan RL maka akan terjadi penurunan dan riak (riple) tegangan yang dengan penapis kapasitor seperti terlihat pada Gambar 2.

Tabel 1. Tegangan rata-rata dan efektif.

	½ Gelombang	Gelombang penuh
Harga rata-rata, V_{dc}	V_m/p	$2 V_m/p$
Harga efektif, V_{rms}	$V_m/v2$	$V_m/v2$



Gambar 2. Rangkaian penyearah setengah gelombang dengan filter kapasitor (C) dan beban RL .



Gambar 3. Bentuk gelombang penyearah penuh dengan penapis kapasitor.

Tabel 2. Tabel tegangan tanpa beban dan dengan beban

	Setengah gelombang	Gelombang penuh
Vdc tanpa beban	$V_{dc} = V_m$	$V_{dc} = V_m$
Vdc dengan arus beban (I_{dc})	$V_{dc} = V_m - I_{dc} / 2fc$	$V_{dc} = V_m - I_{dc} / 4fc$
Vdc dengan beban R_1	$V_{dc} = V_m - V_m / 2fcR_1$	$V_{dc} = V_m - V_m / 4fcr_1$
Harga riak = V_r	$I_{dc} / fc = V_m / fcR_1$	$I_{dc} / 2fc = V_m / 2fcr_1$

III. TATA KERJA

1. Bahan atau Peralatan

Untuk mengukur tegangan AC/DC dan bentuk gelombang frekuensi periode dipergunakan Oscilloskop Philips PM 3267. Sedangkan untuk mengukur besaran-besaran listrik : Tegangan AC/DC, arus listrik AC/DC serta resistor. Untuk merangkai komponen-komponen digunakan *breadboard*. Komenen-komponen elektronik sebagai bahan utama percobaan.

2. Cara kerja rangkaian penyearah setengah gelombang

Rangkaian penyearah mengubah tegangan AC dari gulungan sekunder

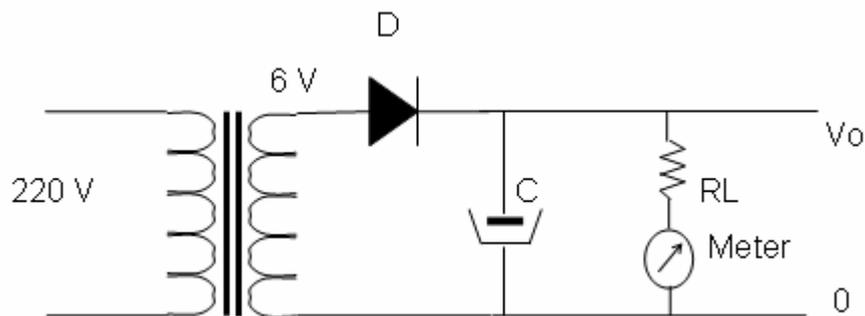
trafo menjadi pulsa-pulsa arus searah kemudian masuk filter (C) menuju beban (RL).

Uji rangkaian dimulai dengan membuat rangkaian penyearah setengah gelombang pada Gambar 3 dengan filter C470 μF dan tahanan beban RL 1000 Ω seperti Gambar 3 di bawah ini.

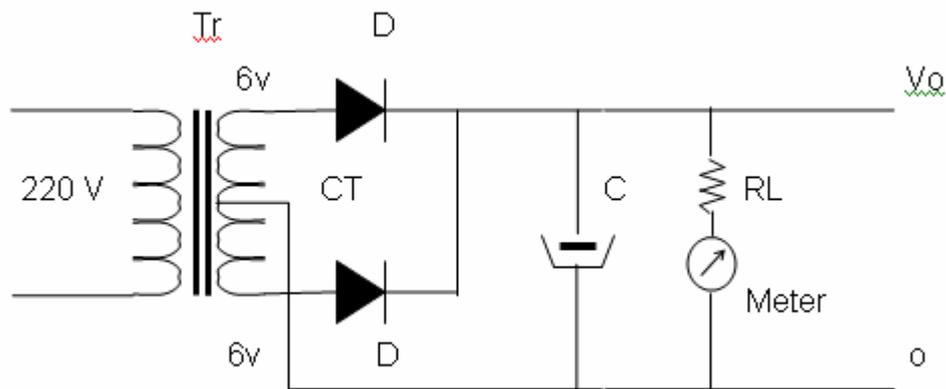
3. Cara kerja rangkaian penyearah gelombang penuh

Rangkaian penyearah mengubah tegangan AC dari gulungan sekunder trafo menjadi pulsa-pulsa arus searah kemudian masuk filter (C) menuju beban (RL) dan ripel kecil berkat dua dioda.

Rangkaian penyearah gelombang penuh dengan filter C dan tahanan beban RL dengan *input* $V_{\text{rms}} = 6$ volt seperti Gambar 4 di bawah ini



Gambar. 3 Rangkaian penyearah setengah gelombang



Gambar 4 Rangkaian penyearah gelombang penuh

IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

Dari pengukuran tegangan V_o (V_{dc}), Tegangan riak (V_r) dengan

oscilloskop dan arus beban I_o kemudian diperoleh data seperti pada pada Tabel 3 berikut. Tabel tersebut dilengkapi data kombinasi dengan nilai C dan RL

Tabel 3. Tabel V_o , V_r dan I_o hasil pengukuran

Tahanan Beban (RL)	C 470 μ F			C1000 μ F			C 2200 μ F		
	V_o (Volt)	V_r (Volt)	I_o (mA)	V_o (Volt)	V_r (Volt)	I_o (mA)	V_o (Volt)	V_r (Volt)	I_o (mA)
1000	7,2	0,3	5	7,4	0,1	5	7,4	0,06	5 mA
470	7,1	0,6	11	7,2	0,2	11	7,3	0,1	11
100	6,2	2,25	60	7,0	0,9	170	6,9	0,56	70

$$V_o = V_m \frac{V_m}{2FCRI} = \frac{8,48}{2.50 \cdot 470 \cdot 10^{-6} \cdot 1000} = 8,30 \text{ Volt}$$

$$V_r = \frac{V_m}{FCRI} = \frac{8,48}{50 \cdot 470 \cdot 10^{-6} \cdot 1000} = 0,36 \text{ Volt}$$

Tabel 4. Tabel nilai V_o , V_r dan I_o secara perhitungan

Tahanan Beban (RL)	C 470 μ F			C 1000 μ F			C 2200 μ F		
	V_o (Volt)	V_r (Volt)	I_o (mA)	V_o (Volt)	V_r (Volt)	I_o (mA)	V_o (Volt)	V_r (Volt)	I_o (mA)
1000	8,30	0,36	8,5	8,39	0,17	8,5	8,44	0,077	8,5
470	8,10	0,77	18	8,30	0,36	18	8,40	0,16	18
100	6,67	3,61	85	7,60	1,69	85	8,09	0,77	85

Tabel 5. Besar nilai V_o , V_r dan I_o secara pengamatan

Tahanan Beban (RL)	C 470 μ F			C 1000 μ F			C 2200 μ F		
	V_o (Volt)	V_r (Volt)	I_o (mA)	V_o (Volt)	V_r (Volt)	I_o (mA)	V_o (Volt)	V_r (Volt)	I_o (mA)
1000	7,3	0,32	5	7,4	0,1	5	7,4	0,06	5
470	7,2	0,56	11	7,2	0,11	11	7,4	0,12	11
100	6,8	1,5	70	7	0,4	70	7,0	0,35	70

Tabel 6. Besar nilai V_o , V_r dan I_o secara perhitungan

Tahanan Beban (RL)	C 470 μ F			C1000 μ F			C 2200 μ F		
	V_o (Volt)	V_r (Volt)	I_o (mA)	V_o (Volt)	V_r (Volt)	I_o (mA)	V_o (Volt)	V_r (Volt)	I_o (mA)
1000	8,39	0,18	8,46	8,44	0,085	8,5	8,46	0,038	8,4
470	8,29	0,38	17,8	8,39	0,18	18	8,44	0,082	18
100	7,6	1,8	84,6	8,01	0,85	84,6	8,29	0,38	85

V. KESIMPULAN

Dari data uji rangkaian penyearah setengah gelombang dapat diketahui bahwa semakin besar kapasitor (C) dalam (μ F) maka nilai tegangan keluaran (*output*) memiliki nilai semakin besar. Disamping itu tegangan ripple semakin kecil dan arus keluaran tetap. Hal ini

menunjukkan bahwa arus rangkaian tidak tergantung besarnya nilai kapasitor. Semakin kecil resistor beban yang dipasang pada rangkaian maka tegangan keluaran semakin kecil, tegangan ripple (V_r) semakin besar dan arus keluar (I_o) semakin besar.

Dari data hasil pengamatan penyearah gelombang penuh dapat disimpulkan bahwa semakin besar kapasitor (C) nilai V_o makin naik, nilai V_r semakin turun dan I_o dianggap tetap (konstan). Hal ini sesuai dengan teori. Secara teori semakin besar tahanan beban (RL) nilai V_o makin naik, nilai V makin turun begitu pula untuk nilai I_o tetapi dalam hasil pengamatan terlihat juga sedikit penyimpangan terutama pada V_r dan I_o . Hal ini mungkin sekali terjadi, karena beberapa faktor yang antara lain salah dalam pembacaan layar osciloskop (kurang teliti) dan faktor alat, misalnya saja pada tahanan beban (RL) yang belum tentu sesuai nilainya seperti tercantum pada komponen tersebut karena komponen tersebut juga mempunyai nilai toleransi.

4. GUNAWAN GANIADI, Memanfaatkan serial RS 232C, Penerbit PT Elex Media Komputindo, Jakarta, 1995.
5. BARRY WOOLLARD, Practical Electronics, McGraw-Hill Book Company, 1979.
6. Instruction Manual DMM Link PC 100, Sanwa Electric Instrument Co., Ltd.

DAFTAR PUSTAKA

1. NOEL M. MORIS, Electrical and Electronic Principles, A long man group company first published in Great Britain, 1980.
2. CAMPBELL J.L, et.al., Nuclear Instrument Methods, 1977.
3. NICHOLAS TSOULFANIDIS, Measurements Procedures, NCRP Report No.58, I edition, 1978.

UJI FUNGSI SPEKTROMETER GAMMA DETEKTOR HPGe ORTEC MODEL GMX-35195-P PASCA PERBAIKAN DENGAN PENGGANTIAN *PRE-AMPLIFIER*

Wahyudi, Kusdiana dan Muji Wiyono

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi – BATAN

ABSTRAK

UJI FUNGSI SPEKTROMETER GAMMA DETEKTOR HPGe ORTEC MODEL GMX-35195-P PASCA PERBAIKAN DENGAN PENGGANTIAN *PRE-AMPLIFIER*. Telah dilakukan uji fungsi spektrometer gamma dengan detektor HPGe Ortec model GMX-35195-P pasca perbaikan dengan penggantian *pre-amplifier*. Detektor HPGe Ortec model GMX-35195-P yang berada di Subbidang Keselamatan Lingkungan tidak dapat bekerja dengan baik ketika dioperasikan. Berdasarkan hasil pengecekan ditemukan kerusakan pada *pre-amplifier*. Setelah dilakukan penggantian *pre-amplifier* detektor didinginkan dengan nitrogen cair untuk beberapa hari sebelum dilakukan pengujian. Pengujian fungsi alat yang dilakukan meliputi uji kestabilan, kalibrasi energi, besarnya nilai FWHM dan FWTM, kalibrasi efisiensi serta penentuan limit deteksi. Dari pengujian diperoleh hasil kestabilan alat dengan *Chi Square* adalah 18,76 untuk 25 data pencacahan, kalibrasi energi diperoleh persamaan $Y=0,3370X+1,1228$ dengan $R^2 = 0,99998$; nilai FWHM adalah 1,28 sampai dengan 2,00 keV dan FWTM adalah 2,26 sampai dengan 3,75 keV, kurva kalibrasi efisiensi untuk energi 46 sampai dengan 100 keV adalah $Y = 0,0126\ln(\text{Energi})-0,0220$, dengan $R^2=0,8527$ dan energi di atas 276 keV adalah $Y = 0,8493(\text{Energi})^{-0,6599}$, dengan $R^2=0,9849$ serta limit deteksi dengan tingkat kepercayaan 68% untuk ^{137}Cs adalah 1,28 Bq untuk pencacahan selama 3600 detik. Berdasarkan hasil pengujian tersebut maka spektrometer gamma dengan detektor HPGe model GMX-35195-P dalam keadaan stabil dan dapat digunakan untuk analisis radionuklida dalam sampel lingkungan.

Kata kunci : spektrometer gamma, penggantian *pre-amplifier*, uji fungsi.

ABSTRACT

FUNCTIONAL TEST OF GAMMA SPECTROMETER CONNECTED WITH HPGe ORTEC GMX-35195-P DETECTOR MODEL AFTER BEING REPAIRED BY REPLACEMENT OF THE *PRE-AMPLIFIER*. The functional test of gamma spectrometer connected with HPGe Ortec GMX-35195-P detector model after being repaired by replacement of the *pre-amplifier* has been carried out. HPGe Ortec GMX-35195-P detector model placed in Environmental Safety Sub Division doesn't work properly when operated. Based on the inspection, it was found that the *pre-amplifier* didn't work properly. After replacing the *pre-amplifier*, the detector was cooled down using liquid nitrogen for a few days before the tests. The function tests were stability, energy calibration, FWHM and FWTM, efficiency calibration and determination of the detection limit. Result of the tests were *Chi Square* was 18.76 for 25 counting data's, energy calibration curve was $Y=0.3370X+1.1228$ with $R^2 = 0.99998$; FWHM were 1.28 to 2.00 keV, FWTM were 2.26 to 3.75 keV; efficiency calibration curve for 46 to 100 keV was $Y = 0.0126\ln(\text{Energy})-0.0220$ with $R^2=0.8527$; for higher energy than 276 keV was $Y = 0.8493(\text{Energy})^{-0.6599}$ with $R^2=0.9849$ and the limit detection of ^{137}Cs for 3600 sec. counting in 68% confidence level was 1.28 Bq. According to the tests result indicates that gamma spectrometer connected with HPGe GMX-35195-P detector model is in stable condition and can be used to analyze the environmental samples.

Key words : gamma spectrometer, replacement of the *pre-amplifier*, functional test.

3/4 3/4 3/4 3/4 3/4 3/4 3/4

I. PENDAHULUAN

Salah satu tugas pokok dan fungsi Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi BATAN adalah melakukan analisis radionuklida dalam sampel lingkungan baik untuk keperluan penelitian maupun jasa layanan. Untuk penelitian salah satu kegiatan yang sedang dilakukan adalah pemetaan radionuklida alam dalam sampel tanah di beberapa wilayah di Indonesia. Sedangkan salah satu kegiatan layanan adalah analisis sampel lingkungan terutama analisis cemaran radiasi dalam berbagai sampel komoditas ekspor.

Untuk melaksanakan kegiatan tersebut diperlukan dukungan peralatan spektrometer gamma terutama yang dilengkapi dengan detektor HPGe (*High-Purity Germanium*). Salah satu detektor jenis HPGe yang berada di Subbidang Keselamatan Lingkungan pada Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi BATAN dengan tipe GMX-35195-P yang dihubungkan dengan *pre-amplifier* model 237N. *Pre-amplifier* ditempatkan sedekat-dekatnya dengan detektor untuk memperkecil kapasitansi akibat kabel penghubung, sedangkan untuk melindungi dari kontak dengan benda lain digunakan sungkup dari logam. Untuk jenis detektor HPGe pada umumnya mempunyai *pre-amplifier* yang

menempel dan menjadi satu dengan badan detektor.

Detektor HPGe tipe GMX-35195-P tersebut tidak berfungsi dengan baik dan setelah dilakukan pemeriksaan ditemukan kerusakan pada *pre-amplifier*. Kerusakan *pre-amplifier* tidak dapat diperbaiki karena komponen-komponennya tidak tersedia di pasaran, untuk itu harus dilakukan penggantian *pre-amplifier* dengan yang baru. *Pre-amplifier* model 237N sudah tidak diproduksi oleh pabrikan, namun pabrikan mengeluarkan model 257N yang mempunyai karakteristik hampir sama dengan tipe 237N serta dapat digunakan pada detektor tipe GMX-35195-P.

Pre-amplifier adalah sebuah rangkaian elektronik yang berfungsi sebagai penguat dari pulsa listrik yang dihasilkan oleh detektor. Untuk memperkecil kapasitansi akibat kabel penghubung, diperlukan penguat awal yang ditempatkan sedekat-dekatnya dengan detektor atau menempel dengan badan detektor. Pada detektor HPGe Ortec model GMX-35195-P mempunyai *pre-amplifier* jenis 237N atau 257N yang menjadi satu dengan rangkaian detektor, sedangkan untuk melindungi dari kontak dengan benda lain maka *pre-amplifier* dilindungi dengan sungkup dari logam.

Untuk mengetahui kemampuan spektrometer gamma yang telah diperbaiki tersebut maka dilakukan pengujian fungsi alat¹. Pengujian pertama adalah uji kestabilan alat dengan metode *Chi square test*. Setelah kondisi alat stabil maka dilakukan kalibrasi energi, penentuan FWHM (*Full Width at Half Maximum*), FWTM (*Full Width at Tenth Maximum*) dan rasio FWTM/FWHM. Selanjutnya supaya dapat digunakan untuk analisis secara kuantitatif maka sistem spektrometer gamma perlu dikalibrasi efisiensinya. Karena suatu alat mempunyai kemampuan yang terbatas, maka perlu ditentukan juga limit deteksi dengan tingkat kepercayaan tertentu.

Makalah ini menjelaskan tentang pengujian fungsi spektrometer gamma dengan detektor HPGe model GMX-35195-P setelah diperbaiki. Berdasarkan hasil pengujian ini dapat diketahui kemampuan spektrometer gamma untuk analisis radionuklida dalam sampel lingkungan.

II. TEORI

Untuk melakukan analisis radionuklida pemancar gamma di dalam sampel lingkungan biasa digunakan spektrometer gamma terutama yang dilengkapi dengan detektor HPGe.

Keunggulan dari detektor jenis tersebut adalah dapat memisahkan puncak energi gamma yang berdekatan²⁻⁴. Ukuran kemampuan daya pisah suatu sistem spektrometer gamma dengan detektor HPGe ditentukan oleh besarnya nilai FWHM dari spektrum energi gamma. Karakteristik detektor HPGe Ortec model GMX-35195-P tersebut mempunyai efisiensi relatif 36% terhadap detektor NaI(Tl), nilai FWHM adalah 1,71 keV, nilai FWHM/FWTM adalah 1,81 untuk radionuklida ⁶⁰Co pada energi 1,33 MeV⁵. Secara umum nilai FWHM dan rasio FWHM/FWTM untuk jenis detektor HPGe adalah di bawah 2,20 keV dan dalam kisaran 1,8 sampai dengan 2,2 untuk energi 1,33 MeV.

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

menggunakan persamaan sebagai berikut :

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

dengan :

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

k adalah banyaknya data pengulangan pengamatan.

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

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

Kondisi peralatan dinyatakan dalam keadaan stabil dan dapat digunakan untuk melakukan pengukuran apabila data dari hasil pengujian mempunyai nilai $X^2_{(1-a)(k-1)} < X^2 < X^2_{(a)(k-1)}$, untuk tingkat kepercayaan 95%.

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

dalam sampel. Persamaan kalibrasi energi secara umum dinyatakan dengan suatu persamaan berikut ²⁻⁴:

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

dengan:

Y adalah energi gamma (keV).

a dan b adalah bilangan konstanta linier.

X adalah nomor salur (*channel*).

Untuk keperluan analisis secara kuantitatif dalam menentukan konsentrasi radionuklida dalam sampel, maka perlu dilakukan kalibrasi efisiensi sistem spektrometer gamma. Kalibrasi efisiensi dilakukan dengan mencacah sumber standar yang telah diketahui aktivitasnya. Efisiensi tiap-tiap energi gamma mempunyai nilai tertentu dan untuk menghitung efisiensi tiap-tiap energi digunakan persamaan sebagai berikut ^{2-4,6} :

$$e_g = \frac{(N_s / T_s - N_{BG} / T_{BG})}{A_t \cdot p_g} \dots\dots\dots (3)$$

dengan :

ϵ_γ adalah efisiensi pada energi gamma tertentu (%)

N_s adalah cacah standar (cacah)

N_{BG} adalah cacah latar (cacah)

T_s adalah waktu cacah standar (detik)

T_{BG} adalah waktu cacah latar (detik)

A_t adalah aktivitas sumber standar pada saat pengukuran (Bq)

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

Kemampuan suatu alat untuk melakukan pengukuran berbeda-beda sesuai dengan kinerja alat tersebut. Besarnya nilai batas terendah deteksi (LLD, *lower limit detection*) untuk suatu sistem spektrometer gamma dipengaruhi oleh besarnya efisiensi dan nilai cacah latar. Untuk menghitung nilai batas terendah deteksi dengan tingkat kepercayaan 68% digunakan persamaan sebagai berikut ⁴:

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

dengan :

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

N_{BG} adalah cacah latar (cacah)

T_{BG} adalah waktu cacah latar (detik)

ϵ_γ adalah efisiensi pada energi gamma tertentu (%)

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

III. TATA KERJA

Bahan dan Peralatan

Bahan yang digunakan adalah sumber standar ¹³⁷Cs dalam bentuk titik buatan PTKMR untuk uji kestabilan alat. Sumber standar campuran ⁵⁴Mn, ⁶⁰Co, ⁶⁵Zn ¹³³Ba, ¹³⁴Cs, ¹³⁷Cs ¹⁰⁹Cd, ²¹⁰Pb, dan

²⁴¹Am dalam larutan HCl 0.1 N dalam *Marinelli* 1 liter dan campuran ¹³⁷Cs dan ⁶⁰Co bentuk *gel* buatan Amersham dalam wadah *Marinelli* 1 liter untuk kalibrasi energi dan kalibrasi efisiensi. Bahan lain adalah *aquadest* yang ditempatkan dalam *Marinelli* 1 liter untuk penentuan cacah latar.

Peralatan utama dalam pengujian ini adalah spektrometer gamma yang dilengkapi dengan detektor HPGe model GMX-35195 tipe N setelah dilakukan penggantian *pre-amplifier* model 257N. Alat pendukung lain adalah *spectroscopy amplifier* model 672, *HV Bias Supply* model 659, ADC (*analogue to digital converter*) dan MCA (*multi channel analyzer*) model 916 dengan pengolah data *Maestro for Windows*.

Pengujian Kestabilan Alat

Pengujian kestabilan alat dilakukan dengan menggunakan metode *chi-square test* ⁷ yaitu dengan mencacah ¹³⁷Cs bentuk titik selama 300 detik secara berulang selama 25 kali secara terus menerus. Dari hasil pencacahan dihitung besarnya nilai X^2 dengan menggunakan Persamaan 1.

Kalibrasi Energi

Kalibrasi energi dilakukan dengan mencacah radionuklida yang telah

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

Kalibrasi Efisiensi

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

Penentuan Limit Deteksi

Penentuan limit deteksi dilakukan dengan mencacah *background* untuk waktu penacahan yang bervariasi. Dengan menggunakan Persamaan 4 dapat ditentukan besarnya nilai limit deteksi

untuk sistem spektrometer gamma dengan detektor HPGe Ortec model GMX-35195-P.

IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil pengujian kestabilan alat dengan metode *chi square test* secara lengkap disajikan dalam Tabel 1. Pada pengujian ini digunakan sumber standar ^{137}Cs dengan aktivitas 62.909 Bq tanggal 1 Agustus 2001 berbentuk titik. Penggunaan sumber standar ^{137}Cs ini karena radionuklida tersebut mempunyai waktu paro yang cukup panjang yaitu 30 tahun.

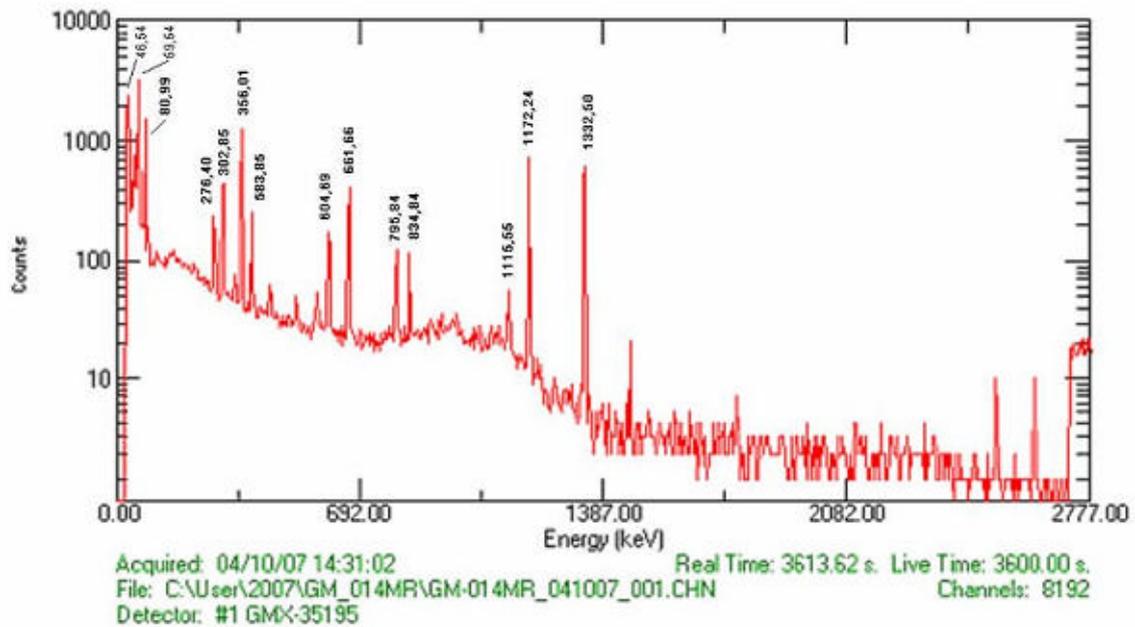
Dari Tabel 1 diperoleh hasil bahwa besarnya nilai X^2 adalah sebesar 18,76; nilai hasil pengujian tersebut berada di dalam kisaran nilai yang diperbolehkan dengan probabilitas 0,05 sampai 0,95 untuk 25 data pengukuran dari tabel *Chi Square*⁷ yaitu $9,89 < X^2 < 33,2$. Berdasarkan hasil tersebut alat yang telah diperbaiki dengan penggantian *pre-amplifier* dalam keadaan stabil dan dapat dilakukan pengujian lebih lanjut.

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

Xi	Cacahan (xi)	Deviasi	$x_i - x_{avg}$	$(x_i - x_{avg})^2$	$(x_i - x_{avg})^2 / x_{avg}$
1	42985	230	-95,72	9162,32	0,21315
2	43273	232	192,28	36971,60	0,85438
3	43058	232	-22,72	516,20	0,01199
4	43043	232	-37,72	1422,80	0,03306
5	43194	231	113,28	12832,36	0,29709
6	42981	231	-99,72	9944,08	0,23136
7	43338	231	257,28	66193,00	1,52737
8	43465	231	384,28	147671,12	3,39747
9	42808	231	-272,72	74376,20	1,73744
10	42907	232	-173,72	30178,64	0,70335
11	43011	231	-69,72	4860,88	0,11301
12	43334	232	253,28	64150,76	1,48038
13	43225	230	144,28	20816,72	0,48159
14	43023	231	-57,72	3331,60	0,07744
15	43071	231	-9,72	94,48	0,00219
16	43063	232	-17,72	314,00	0,00729
17	42990	231	-90,72	8230,12	0,19144
18	43398	232	317,28	100666,60	2,31961
19	42860	231	-220,72	48717,32	1,13666
20	42883	231	-197,72	39093,20	0,91162
21	42954	232	-126,72	16057,96	0,37384
22	42809	231	-271,72	73831,76	1,72468
23	43232	231	151,28	22885,64	0,52937
24	42967	232	-113,72	12932,24	0,30098
25	43146	232	65,28	4261,48	0,09877
Rerata (xr)	43080,72		Nilai <i>Chi Square Test</i>		18,76

Sedangkan dari hasil pengujian dengan sumber gamma campuran diperoleh spektrum seperti yang disajikan pada Gambar 1. Terlihat pada Gambar 1 bahwa spektrum sumber standar gamma

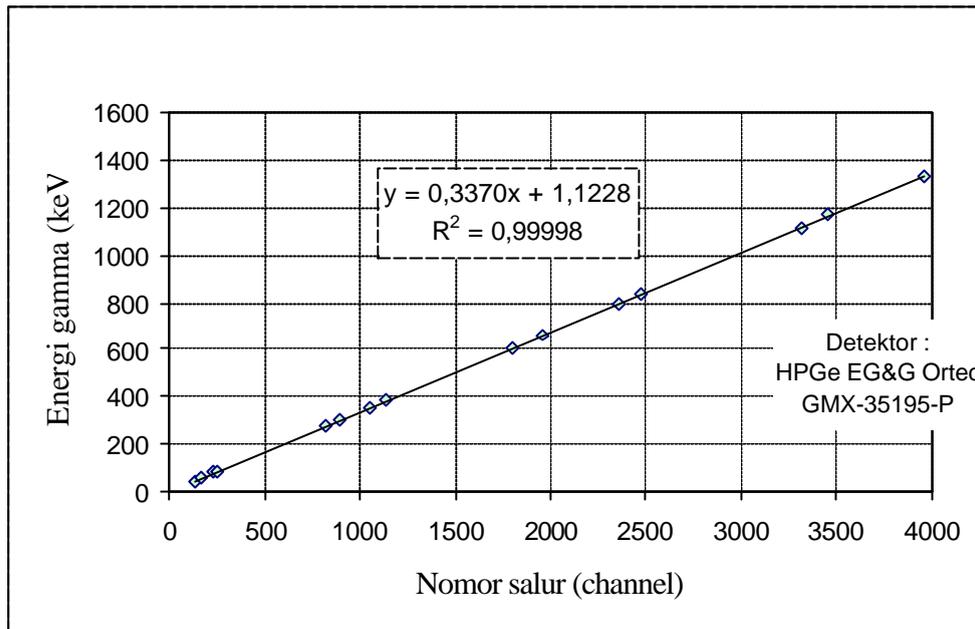
campuran terpisah dengan baik. Berdasarkan hasil pengukuran ini dapat dibuat kurva kalibrasi energi yang kemudian dapat diketahui nilai FWHM dan FWTM.



Gambar 1. Spektrum sumber standar gamma campuran dicacah menggunakan spektrometer gamma dengan detektor HPGe Ortec model GMX-35195-P.

Hasil kalibrasi energi pada spektrometer gamma dengan detektor HPGe Ortec model GMX-35195-P disajikan pada Gambar 2. Dari hasil kalibrasi energi diperoleh persamaan $Y=0,3370X+1,1228$ dengan X adalah nomor salur dan Y adalah energi (keV) dengan koefisien korelasi $R^2 = 0,99998$. Berdasarkan nilai koefisien korelasi ini dapat disimpulkan bahwa hubungan

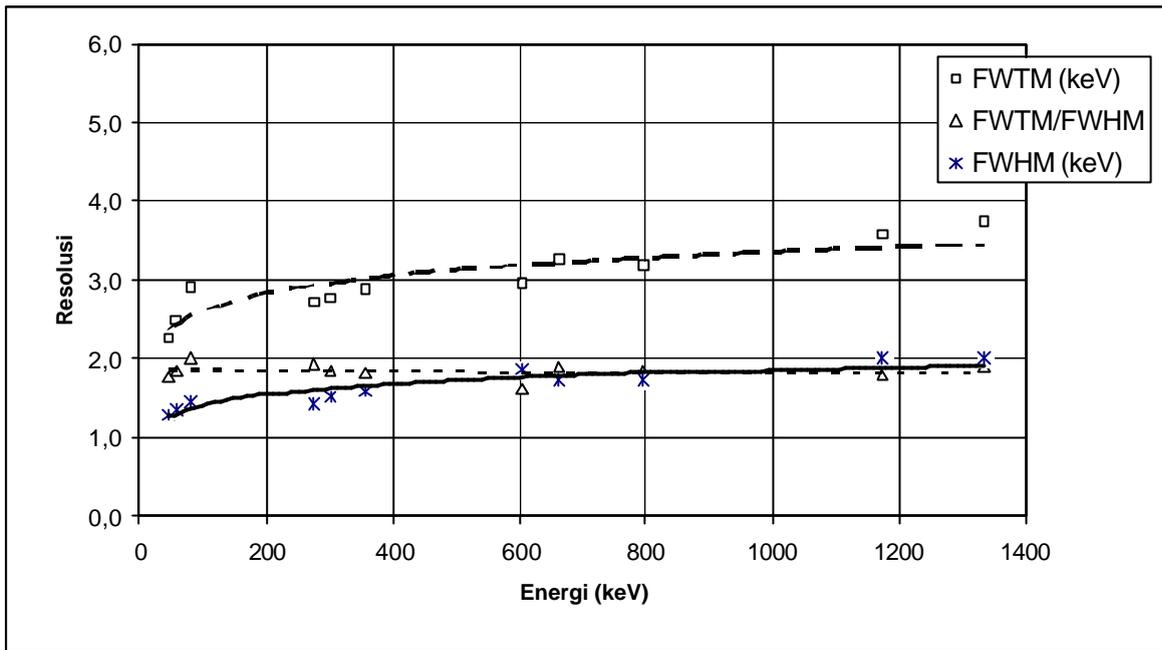
antara nomor salur dan energi gamma merupakan hubungan yang *linier* atau hampir seluruh titik pengamatan berada pada kurva. Kurva kalibrasi energi ini dapat digunakan untuk mengetahui jenis radionuklida yang ada dalam sampel berdasarkan energi dari radionuklida yang bersifat diskrit atau untuk analisis secara kualitatif.



Gambar 2. Hasil kalibrasi energi terhadap sistem spektrometer gamma dengan detektor HPGe Ortec model GMX-35195-P

Setelah dilakukan kalibrasi energi, maka data hasil pengukuran akan terlihat data cacahan total, cacahan bersih, deviasi, FWHM, FWTM dan *library* radionuklida. Nilai FWHM dan FWTM akan naik dengan naiknya energi gamma. Besarnya nilai FWHM, FWTM dan rasio FWTM/FWHM sebagai fungsi energi disajikan dalam Gambar 3. Nilai FWHM dan nilai rasio FWTM/FWHM yang diperoleh dari pengujian ini sebesar 2,00 keV dan di bawah 2,00 pada energi 1,33

MeV masih dalam kisaran rentang yang diijinkan. Berdasarkan besarnya nilai FWHM dan rasio FWTM/FWHM ini dapat disimpulkan bahwa sistem spektrometer gamma tersebut setelah dilakukan penggantian *pre-amplifier* menghasilkan spektrum yang baik atau *gaussian* dan berfungsi sesuai dengan yang diinginkan dengan parameter dalam rentang yang memuaskan untuk pengukuran



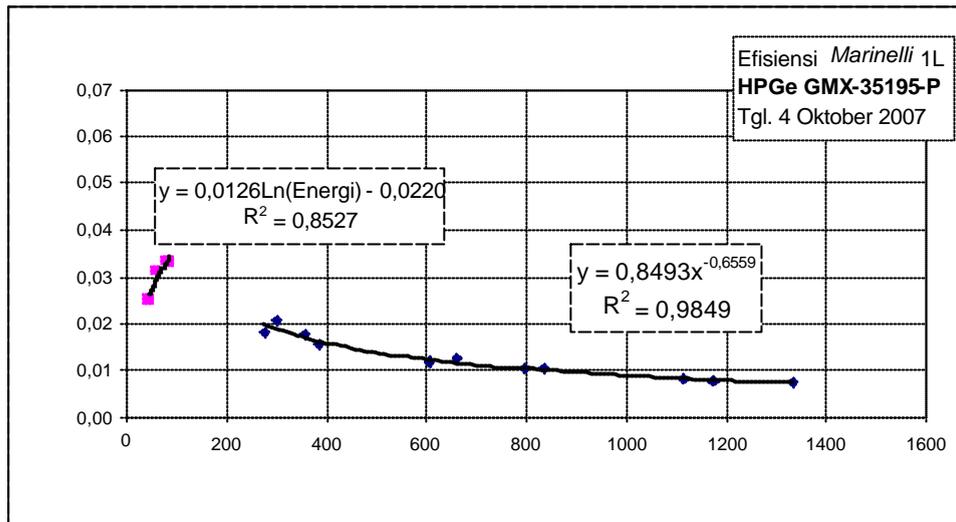
Gambar 3. Besarnya nilai FWHM, FWTM dan rasio FWTM/FWHM detektor HPGe model GMX-39195-P setelah dilakukan penggantian *pre-amplifier*.

Hasil kalibrasi efisiensi menggunakan sumber standar pemancar gamma campuran yang ditempatkan dalam wadah *Marinelli* 1 lt disajikan pada Gambar 4. Dari hasil kalibrasi efisiensi ini terlihat bahwa efisiensi akan naik dengan naiknya energi gamma sampai energi sekitar 100 keV. Sedangkan untuk energi 100 sampai 276 keV tidak dapat dibuat kurva kalibrasi

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

$$E_{\gamma} : 46 - 100 \text{ keV} \text{ adalah } Y = 0,0126 \ln(\text{Energi}) - 0,0220, \text{ dengan } R^2 = 0,8527$$

$$E_{\gamma} : \geq 276 \text{ keV} \text{ adalah } Y = 0,8493(\text{Energi})^{-0,6599}, \text{ dengan } R^2 = 0,9849$$



Gambar 4. Kurva kalibrasi energi spektrometer gamma dengan detektor HPGe Ortec model GMX-35195-P.

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

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

Penentuan batas terendah deteksi dilakukan dengan menggunakan Persamaan 4. Untuk ^{137}Cs dengan pencacahan selama 3600 detik diperoleh nilai sebesar 0,42 Bq dan untuk pencacahan 61200 detik sebesar 0,04 Bq untuk tingkat kepercayaan 68%. Berdasarkan hasil tersebut diperoleh batas deteksi akan lebih kecil untuk pencacahan dengan waktu yang lebih lama namun hal ini kurang efisien sehingga dipilih waktu pencacahan sesuai kebutuhan. Dengan diketahunya besarnya nilai limit deteksi ini maka dapat diketahui kemampuan alat untuk melakukan analisis radionuklida dalam sampel waktu pengukuran dapat dioptimalkan sesuai kebutuhan.

Tabel 2. Limit deteksi beberapa radionuklida untuk pencacahan 3600 dan 61200 detik.

No.	Nuklida	Lama pencacahan (detik)	Limit Deteksi 68% (Bq)
1.	^{60}Co	3600	0,58
2.	^{131}I	3600	0,29
3.	^{134}Cs	3600	0,31
4.	^{137}Cs	3600	0,42
5.	^{40}K	61200	2,25
6.	^{137}Cs	61200	0,04
7.	^{226}Ra	61200	0,17
8.	^{228}Th	61200	0,11
9.	^{232}Th	61200	0,25
10.	^{210}Pb	61200	1,15

V. KESIMPULAN

Dari uji fungsi spektrometer gamma dengan detektor HPGe Ortec model GMX-35195-P pasca perbaikan dengan penggantian *pre-amplifier* diperoleh hasil kondisi alat dalam keadaan stabil serta dari kalibrasi energi, nilai FWHM dan rasio FWTM/FWHM, kalibrasi efisiensi serta limit deteksi diperoleh nilai dalam rentang parameter yang memuaskan untuk digunakan analisis sampel lingkungan.

SARAN

Sistem spektrometer gamma dengan detektor HPGe Ortec model GMX-35195-P setelah dilakukan penggantian *pre-amplifier* perlu perawatan secara rutin serta dilakukan pengujian secara berkala sehingga alat dalam keadaan siap untuk digunakan melakukan pengukuran sampel serta

dapat diketahui secara dini jika terjadi kelainan pada alat.

UCAPAN TERIMA KASIH

Terima kasih kami ucapkan kepada Bapak Dr.Ir. Dadong Iskandar, M.Eng. yang telah membantu dalam pengadaan *pre-amplifier* Ortec model 257N.

DAFTAR PUSTAKA

1. ISO/IEC : 17025: 2005, *Persyaratan umum kompetensi laboratorium pengujian dan laboratorium kalibrasi* (Versi Bahasa Indonesia), Edisi kedua, Diterjemahkan oleh Komite Akreditasi Nasional, Jakarta, 2005.
2. DEBERTIN K., and HELMER, R.G., *Gamma and X-ray Spectrometry with Semiconductor Detectors*, North Holland, 1988.

3. WISNU SUSETYO,
Spektrometer Gamma dan Penerapannya dalam Analisis Pengaktifan Neutron, Gajah Mada University Press, Yogyakarta, 1988.
4. BADAN TENAGA NUKLIR NASIONAL, *Prosedur Analisis Sampel Radioaktivitas Lingkungan*, BATAN, Jakarta, 1998.
5. ORTEC, *Quality Assurance Data Sheet, GMX Series GAMMA-X HPGe*, Detector model GMX-35195-P, 2000.
6. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Measurement of Radionuclides in Food and the Environment*, A Guidebook, IAEA, Vienna, 1989.
7. SUGIYONO, *Statistika untuk penelitian*, Penerbit Alfabeta, Bandung, 2005.

Tanya Jawab :

**1. Penanya : Prihatiningsih
(PATIR – BATAN)**

Pertanyaan :

1. Apakah detektor jenis HPGe yang mengembun dapat diperbaiki ?

**Jawaban : Wahyudi
(PTKMR – BATAN)**

1. Untuk detektor yang mengembun perbaikannya harus dikirim ke pabrik pembuat.

PENGUKURAN BEBAN LISTRIK TRANSFORMATOR BHT03 RSG-GAS

M. Taufik, Teguh Sulisty, Kiswanto, Yuyut Suraniyanto

Pusat Reaktor Serba Guna - BATAN

ABSTRAK

PENGUKURAN BEBAN LISTRIK TRANSFORMATOR BHT03 RSG-GAS. Beban nominal, beban puncak dan beban lebih transformator merupakan beban-beban yang diterima oleh transformator BHT03 RSG-GAS pada saat reaktor tidak beroperasi maupun reaktor beroperasi, oleh karena itu beban-beban yang diterima transformator BHT03 tersebut harus selalu diperhatikan keadaannya melalui kegiatan pengukuran beban listrik secara berkala dengan menggunakan alat ukur *power energy analyzer*. Beban puncak dan beban lebih yang diterima transformator BHT03 dalam waktu lama akibat pemakaian energi listrik meningkat selama reaktor beroperasi memungkinkan terjadinya peningkatan temperatur belitan, temperatur minyak, rugi-rugi dielektrik dan kontaminasi minyak transformator serta menurunnya kekuatan dielektrik minyak transformator sehingga mempercepat proses *breakdown* minyak transformator BHT03 tersebut. Dari hasil pengukuran beban listrik ini menunjukkan transformator BHT03 menerima beban nominal pada saat reaktor tidak beroperasi karena unit-unit beban tidak beroperasi secara penuh dan beban puncak terjadi pada saat reaktor beroperasi karena unit-unit beban beroperasi secara penuh seperti motor sistem pendingin primer, sistem pendingin sekunder, motor sistem ventilasi dan *cooling tower* sedangkan beban lebih tidak terjadi karena peningkatan pemakaian beban listrik tidak melebihi batas kapasitas beban daya terpasang transformator BHT03 RSG-GAS.

Kata Kunci: pengukuran beban listrik

ABSTRACT

SCALING TRANSFORMATOR BHT03 RSG'S ELECTRICITY CHARGES GAS. Nominal loads, load top and overload transformator constitute accepted charges by transformator BHT03 RSG GAS upon reactor is not operating and also operating reactor, therefore accepted charges that transformator BHT03 shall ever reassure its situation via electric charges measurement activity periodic ala by use of measuring instrument power energy analyzer. Load top and overload that accepted transformator BHT03 in the period of using up effect long time energy electrician to increase up to reactor operating to enable its happening up rate twist temperature, oil temperature, losses dielectric and contamination oil transformator and gets lower it forces dielectric oil transformator so accelerate process breakdown oil that transformator BHT03. Of electric charges measurement result this points out transformator BHT03 to accept nominal loads upon reactor is not operating because unit charges not operating fully and load happening top upon operating reactor because operating charges units fully as motor as primary coolant systems, cooling system secondary, ventilation system motor and cooling tower meanwhile overload don't happen because electric charges using up step-up be not overshoot resource limit power loading rigged transformator BHT03 RSG GAS.

Keyword: Scaling electricity charges

3/4 3/4 3/4 3/4 3/4 3/4 3/4 3/4 3/4 3/4

I. PENDAHULUAN

Transformator BHT03 RSG-GAS merupakan salah satu transformator

distribusi jenis berpendingin minyak yang digunakan oleh sistem kelistrikan gedung RSG-GAS yang berfungsi

menurunkan tegangan menengah dari sumber penyedia utama PLN 20 kV/400 V untuk memasok unit-unit beban jalur distribusi *Train C* pada busbar BHC, BHF dan BNC seperti motor pompa sistem pendingin sekunder, motor dan *blower cooling tower, cilled water set, heater, fan, pump, hot cell, warm layer heater, primary pump, purification pump* dan lain sebagainya dengan total daya terpasang sebesar 1498 kVA. Untuk mengetahui besarnya biaya konsumsi energi listrik gedung RSG-GAS setiap bulannya dapat diketahui melalui kWh meter PLN atau rekening listrik yang mencantumkan kondisi blok Waktu Beban Puncak (WBP), Lewat Waktu Beban Puncak (LWBP), dan biaya kVArh.

Beban yang diterima transformator BHT03 RSG-GAS pada kondisi reaktor tidak beroperasi maupun beroperasi sering kali mengalami fluktuasi yaitu mencapai beban nominal, beban puncak dan beban lebih. Pada saat transformator BHT03 RSG-GAS beroperasi diharapkan beban listrik yang diterima adalah beban nominal namun apabila transformator BHT03 RSG-GAS menerima beban puncak dan beban lebih dalam waktu lama akibat pemakaian energi listrik meningkat selama reaktor beroperasi memungkinkan terjadinya

peningkatan temperatur belitan, temperatur minyak, rugi-rugi dielektrik dan kontaminasi minyak transformator serta menurunnya kekuatan dielektrik minyak transformator sehingga mempercepat proses *breakdown* minyak transformator BHT03 RSG-GAS tersebut. Pengaruh kontaminasi terhadap rugi-rugi dielektrik dan *breakdown* minyak transformator BHT03 tipe minyak gedung RSG-GAS dapat mungkin terjadi seiring dengan meningkatnya temperatur belitan dan minyak transformator. Salah satu cara untuk mengetahui besarnya beban listrik yang diterima transformator BHT03 RSG-GAS dapat dilakukan melalui pengukuran beban listrik dengan menggunakan alat ukur *power energy analyzer*. Tujuan penelitian ini yaitu melakukan pengukuran beban listrik pada Transformator BHT03 RSG-GAS sehingga diperoleh data tentang beban nominal, beban puncak dan beban lebih yang diterima oleh transformator BHT03 RSG-GAS selama reaktor tidak beroperasi dan beroperasi.

II. TEORI

Sistem distribusi kelistrikan pada gedung RSG-GAS dibagi dalam tiga kelompok beban yaitu kelompok A pada train A, kelompok B pada train B dan

kelompok C pada train C. Train A dipasok oleh BHT01, train B oleh BHT02 dan train C oleh BHT03. Distribusi dayanya dilakukan melalui dua busbar utama yaitu busbar utama I (BHA, BHB dan BHC) dan busbar utama II (BHD, BHE, dan BHF) serta satu busbar darurat (BNA, BNB dan BNC). Penyaluran energi listrik PLN ke gedung RSG-GAS melalui kabel bawah tanah pada tegangan menengah 20 kV menggunakan tiga unit transformator daya penurun tegangan 20 kV/400 V yaitu BHT01, BHT02 dan BHT03 dengan kapasitas masing-masing 1600 kVA.

Untuk mencapai kesetimbangan daya (*energy balance*) yang baik, pembagian beban listrik yang disuplai oleh masing-masing transformator diatur

sedemikian rupa sehingga beban listrik pada masing-masing transformator memiliki keseimbangan beban yaitu 1.424 kVA untuk beban transformator BHT 01; untuk beban transformator BHT 02 sebesar 1.382 kVA dan 1.498 kVA untuk beban transformator BHT 03, namun dalam kenyataannya transformator BHT03 RSG-GAS sering kali mengalami fluktuasi pembebanan listrik yaitu beban nominal, beban puncak dan beban lebih. Meningkatnya beban listrik yang diterima transformator ini dapat meningkatkan temperatur dan menimbulkan rugi-rugi transformator sehingga memungkinkan dapat mempengaruhi umur kerja transformator tersebut. Spesifikasi transformator BHT03 ditunjukkan pada Tabel 1.

Tabel 1. Spesifikasi transformator BHT03

No	Uraian	Spesifikasi	Uraian	
			Primer	Sekunder
1	Daya	1600 kVA		
2	Hubungan		Delta	Bintang, Netral
3	Tegangan Nominal (V_N)		20.000 V	400 V
4	Arus Nominal (I_N)		40,2 A	2.309,4 A
5	Tegangan Hubung Singkat (V_{hs})	6 %		
6	Pendingin Minyak	ESSO-80		
7	Kenaikan Temperatur ($^{\circ}C$)	Minyak $60^{\circ}C$ Kumparan $65^{\circ}C$		
8	Tingkat isolasi dasar	125 kV		
9	Berat kumparan dan inti	3.750 kg		
10	Berat minyak	850 kg		

Beban Nominal

Beban nominal adalah beban yang tertera pada *name plate* transformator BHT01 RSG-GAS. Umumnya kenaikan temperatur transformator yang bekerja pada beban nominal masih di bawah batas yang tertera pada *name plate* transformator tersebut yaitu antara 35 °C hingga temperatur titik panas (*hot spot*) pada lilitan mencapai 113 °C.

Beban Puncak

Beban puncak adalah beban tertinggi yang diterima oleh transformator BHT01 RSG-GAS selama periode tertentu. Beban puncak ini dapat diketahui melalui pengukuran beban harian secara kontinyu. Beban puncak ini umumnya berlangsung pada kondisi konsumsi energi listrik tertinggi dalam waktu tertentu.

Beban Lebih

Beban lebih adalah beban yang melebihi beban nominal. Beban lebih yang diterima oleh transformator BHT03 tidak boleh melebihi kapasitas dayanya, namun seiring dengan semakin bertambahnya beban, pembebanan lebih tidak dapat dihindari. Beban lebih

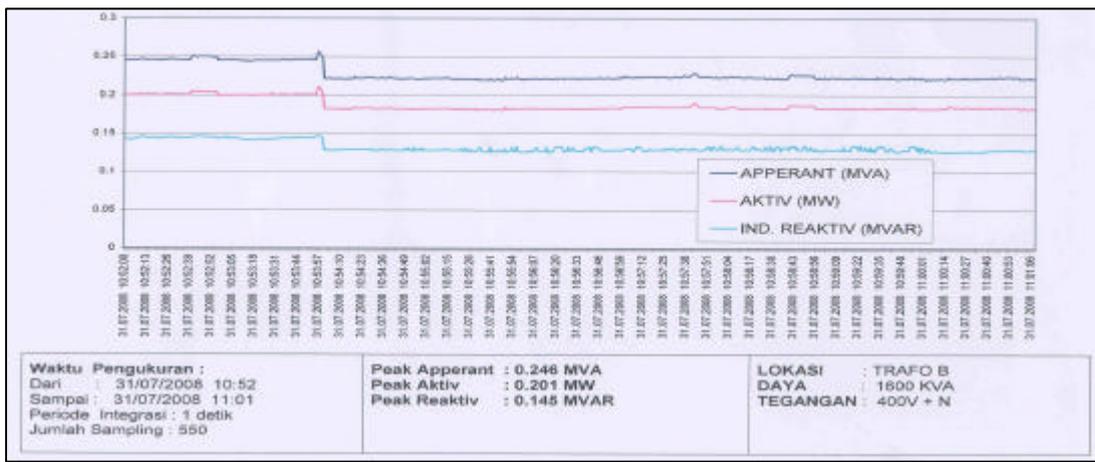
sebaiknya tidak terjadi dalam waktu yang lama karena dapat meningkatkan temperatur dan rugi-rugi tranformator tersebut.

III. METODA PELAKSANAAN

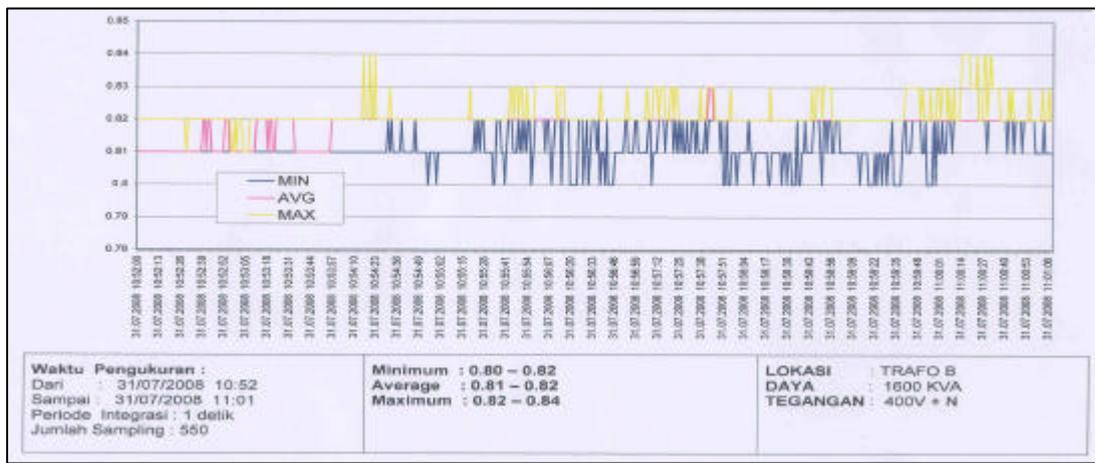
Pengukuran beban listrik transformator BHT03 dilaksanakan tanggal 31 Juli 2008 dan 15 Agustus 2008 selama lebih kurang 30 menit dengan menggunakan alat ukur *power energy analyzer* pada kondisi reaktor tidak beroperasi dan reaktor beroperasi. Data yang diperoleh dari hasil pengukuran ini adalah arus listrik pada fasa R, S, T dan N, frekuensi, faktor daya, tegangan fasa R-S, fasa S-T dan fasa T-R, harmonisa dan total daya.

IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

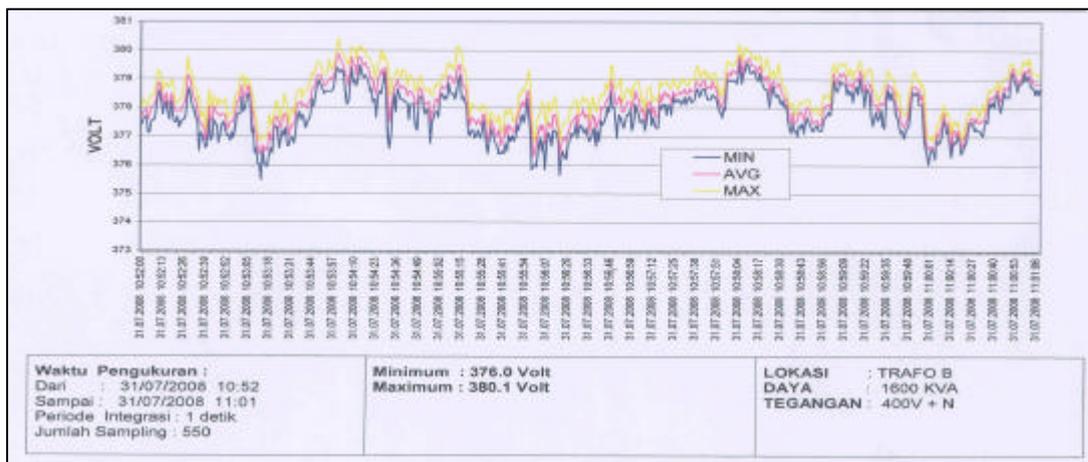
Hasil pengukuran beban listrik transformator BHT03 tanggal 31 Juli 2008 pada kondisi reaktor tidak operasi dan tanggal 15 Agustus 2008 pada kondisi reaktor beroperasi ditunjukkan pada Gambar 1 dan 10.



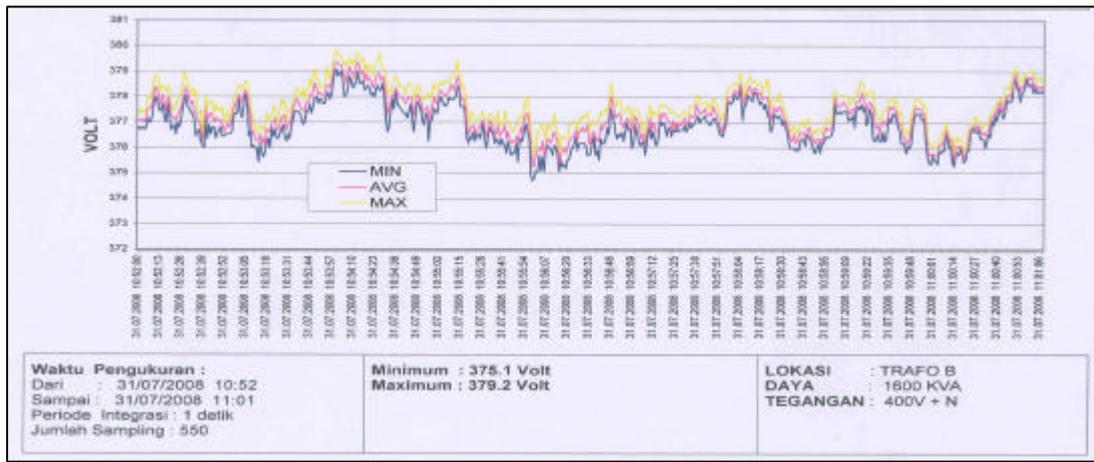
Gambar 1. Hasil pengukuran total daya (MVA)



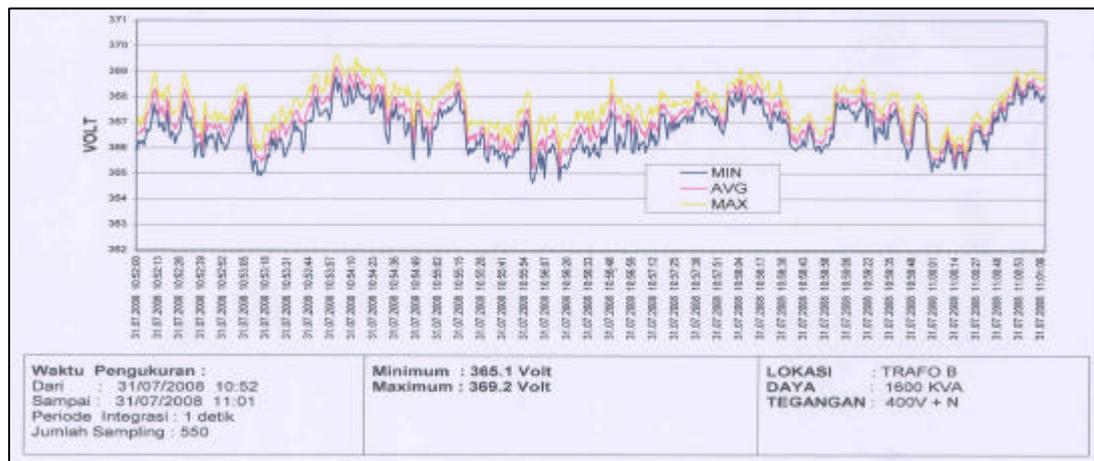
Gambar 2. Hasil pengukuran power factor



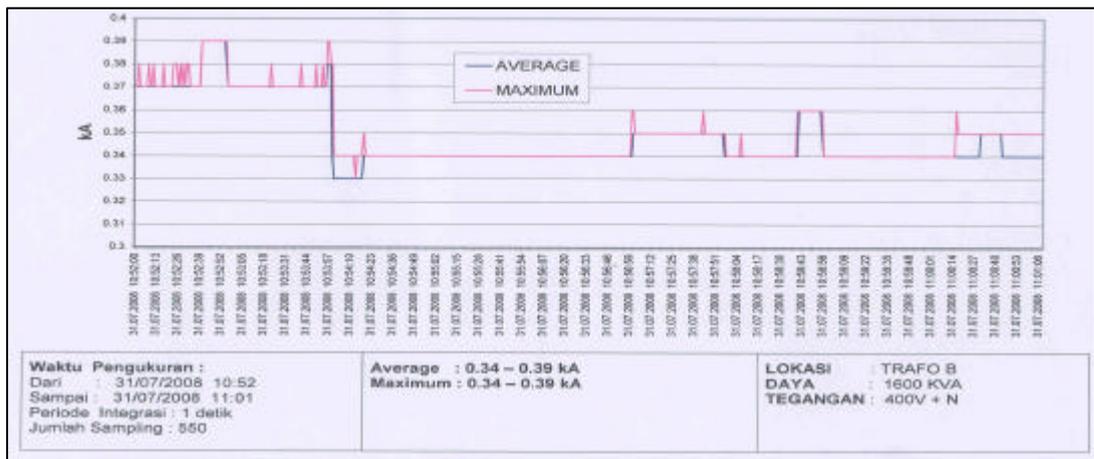
Gambar 3. Hasil pengukuran tegangan fasa R-S



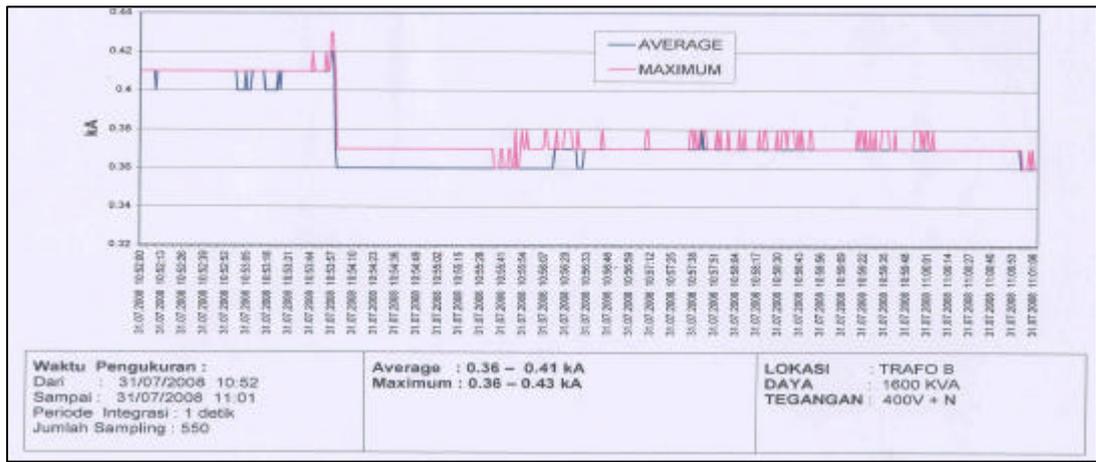
Gambar 4. Hasil pengukuran tegangan fasa S-T



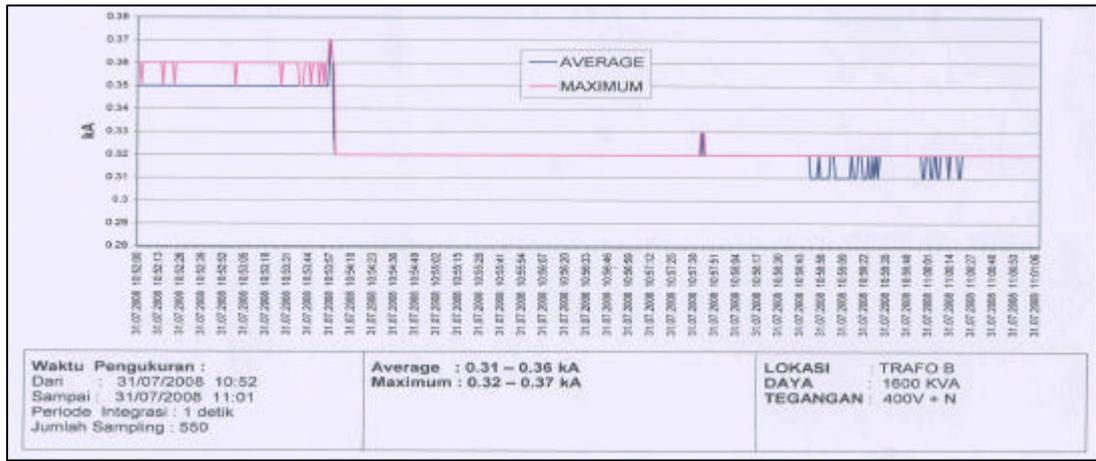
Gambar 5. Hasil pengukuran tegangan fasa T-R



Gambar 6. Hasil pengukuran arus fasa R



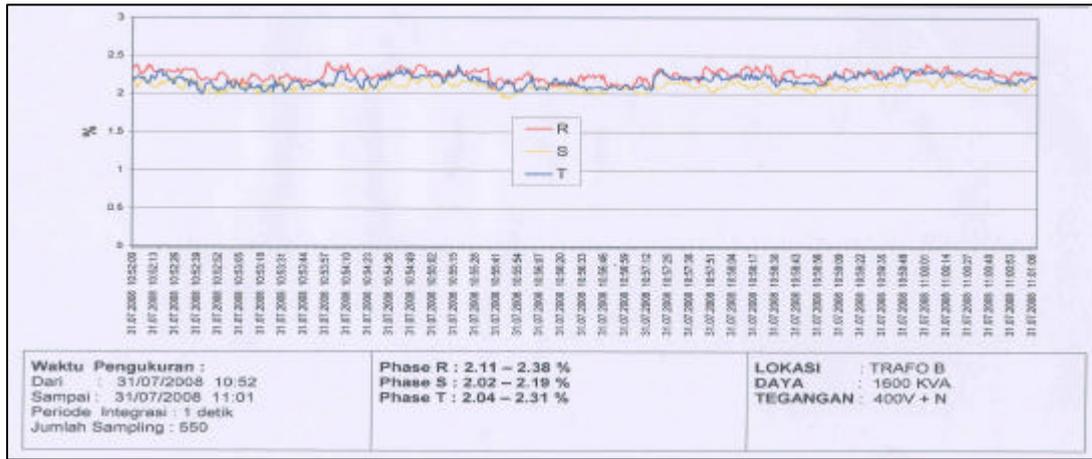
Gambar 7. Hasil pengukuran arus fasa S



Gambar 8. Hasil pengukuran arus fasa T

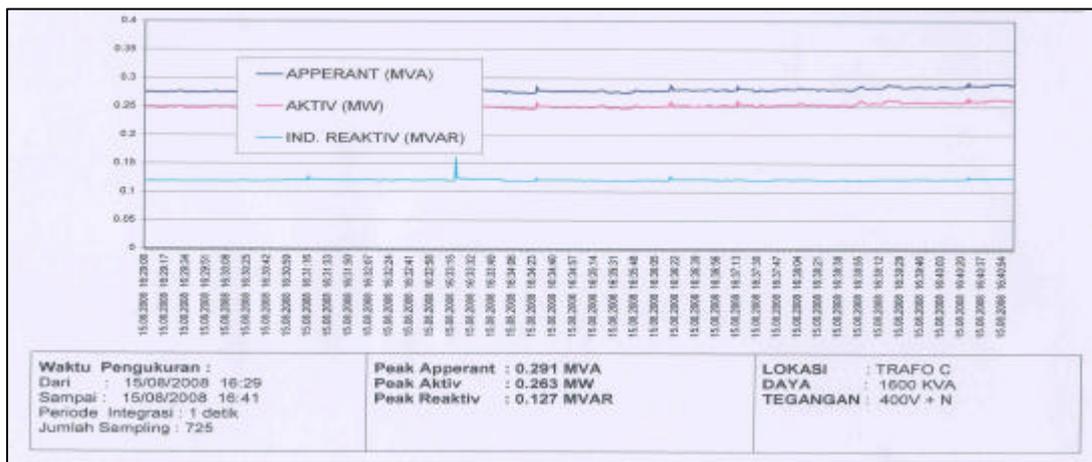


Gambar 9. Hasil pengukuran arus fasa N

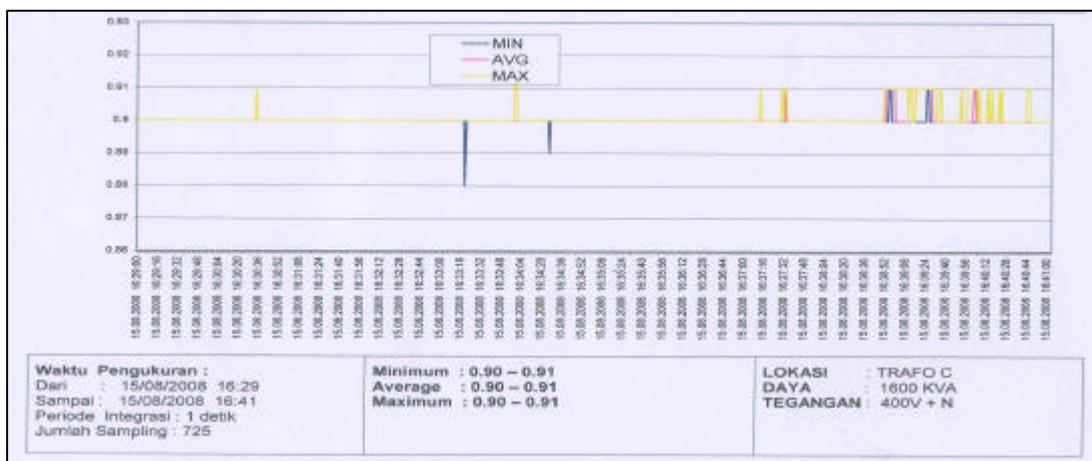


Gambar 10. Hasil pengukuran THD

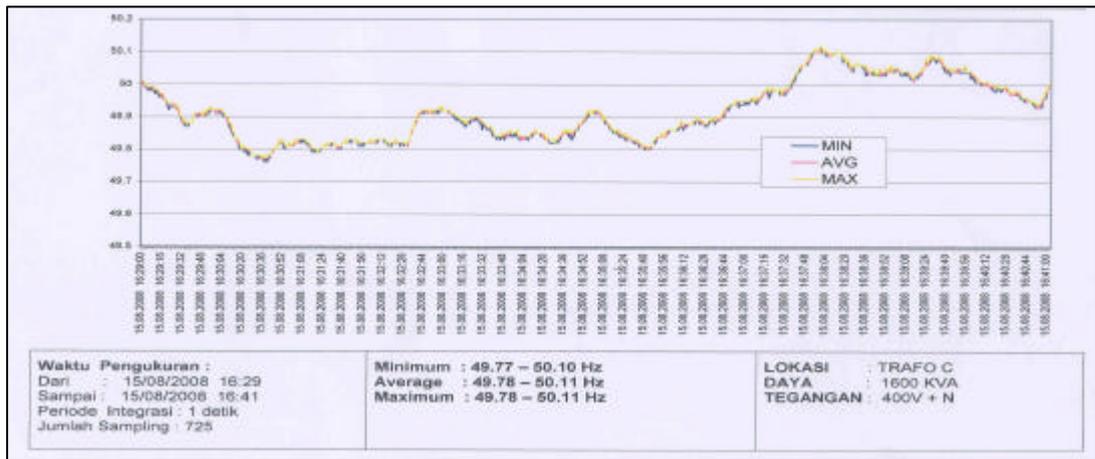
Sedangkan hasil pengukuran beban listrik transformator BHT03 tanggal 15 Agustus 2008 pada kondisi reaktor beroperasi ditunjukkan pada Gambar 11 dan Gambar 21.



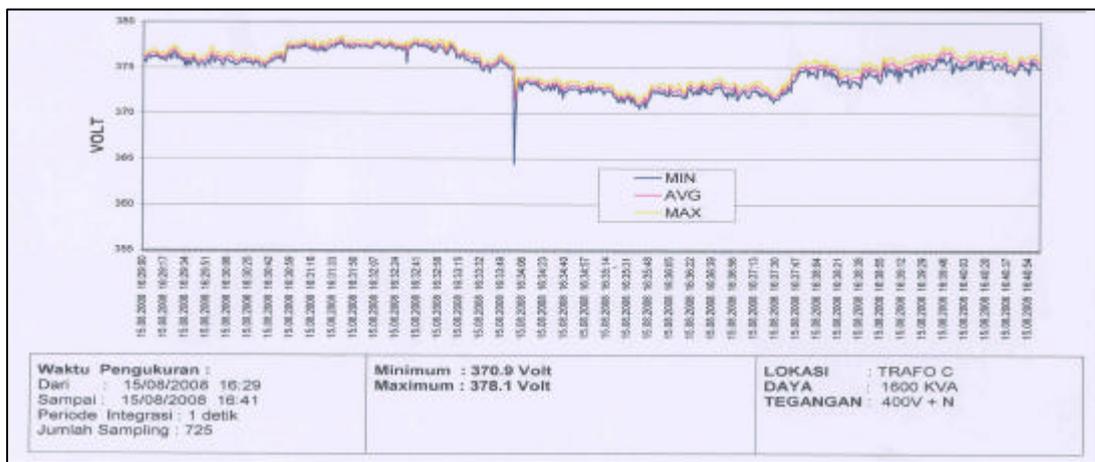
Gambar 11. Hasil pengukuran total daya (MVA)



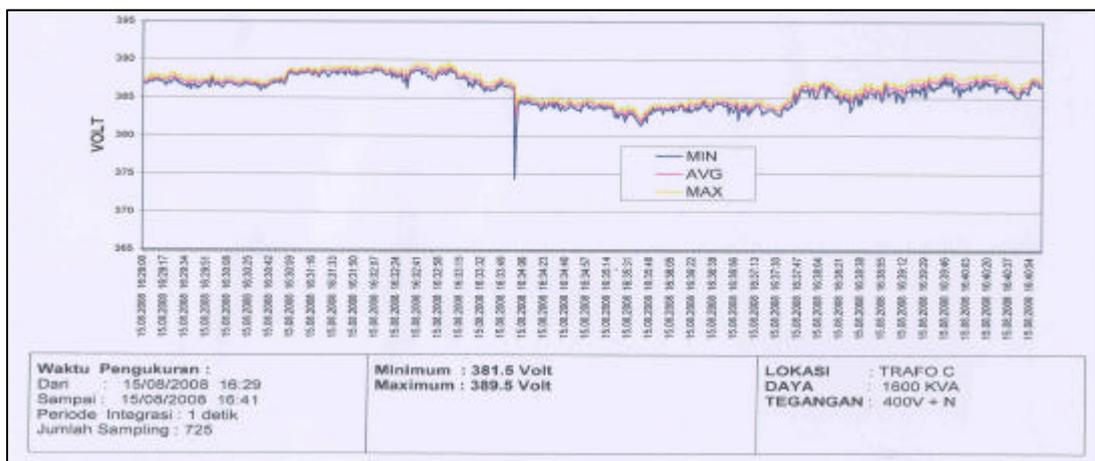
Gambar 12. Hasil pengukuran *power factor*



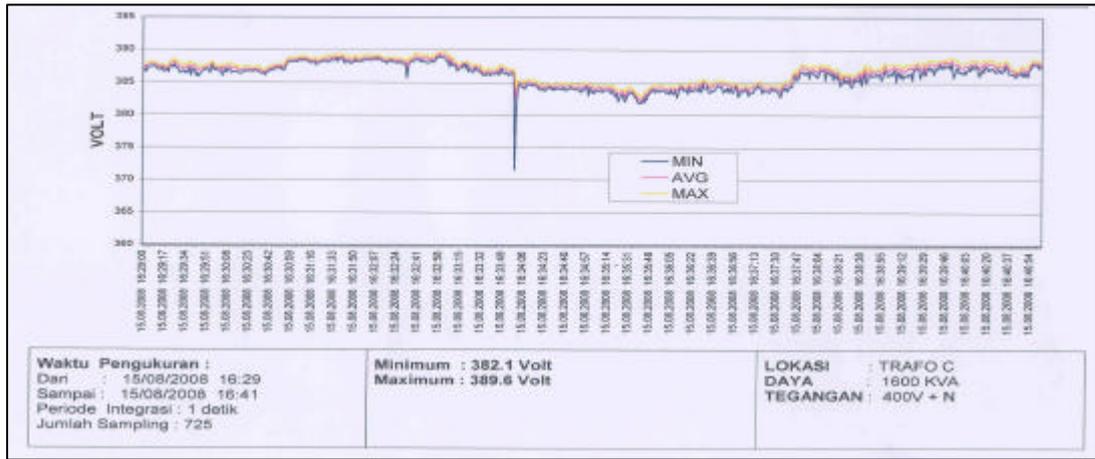
Gambar 13. Hasil pengukuran frekuensi



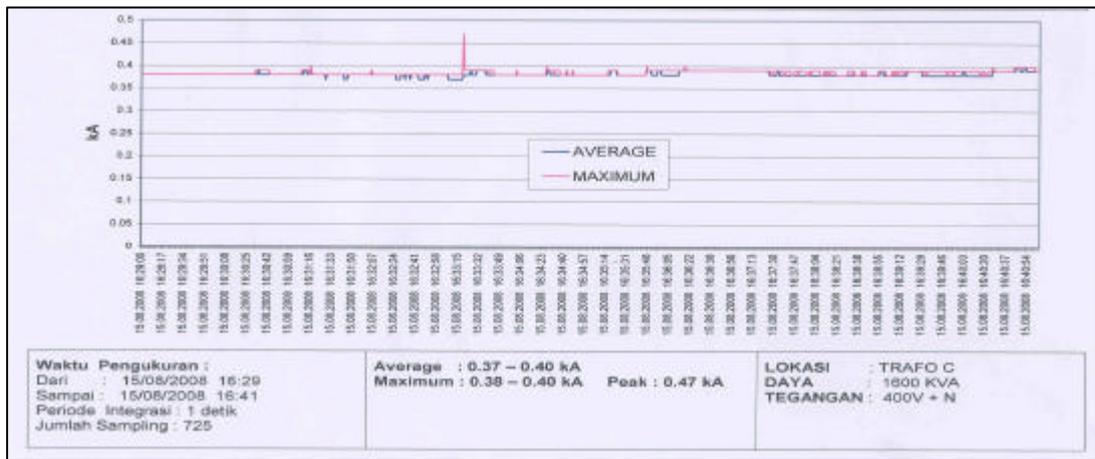
Gambar 14. Hasil pengukuran tegangan fasa R-S



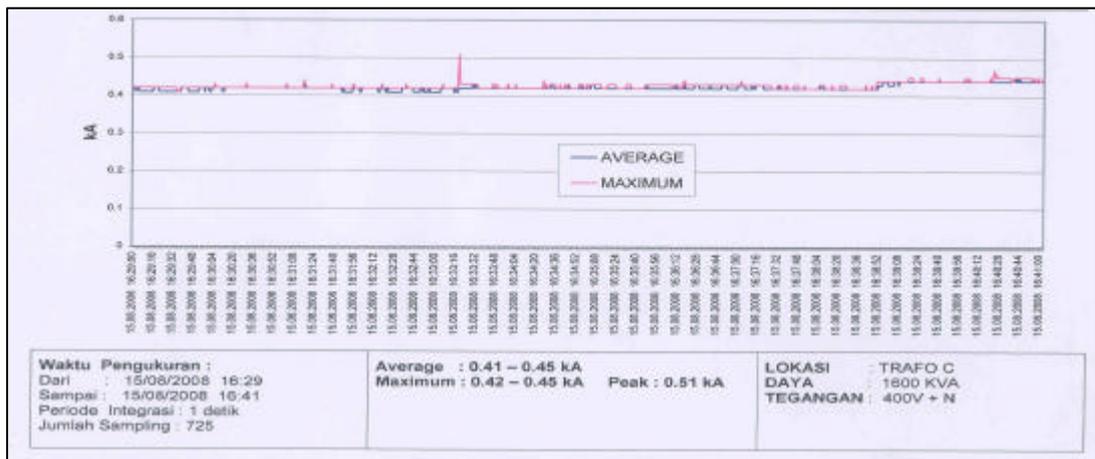
Gambar 15. Hasil pengukuran tegangan fasa S-T



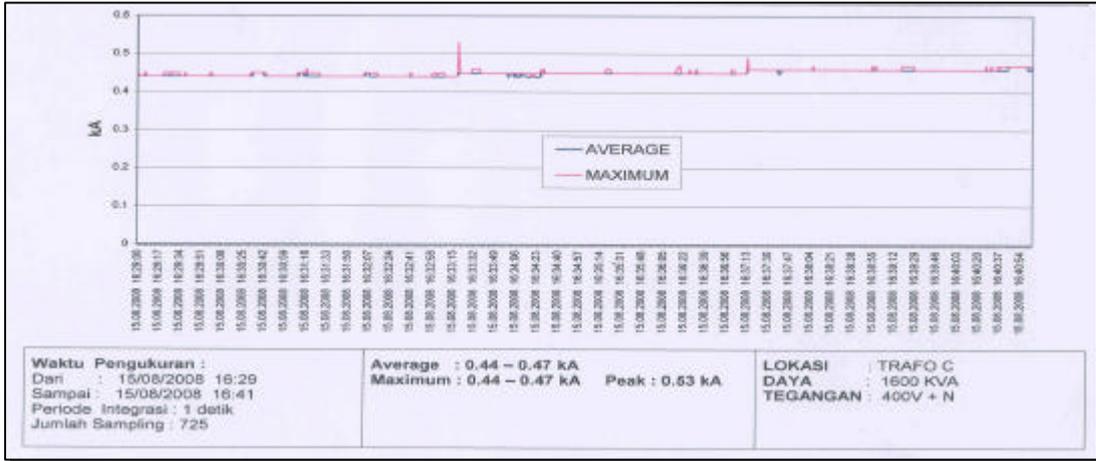
Gambar 16. Hasil pengukuran tegangan fasa T-R



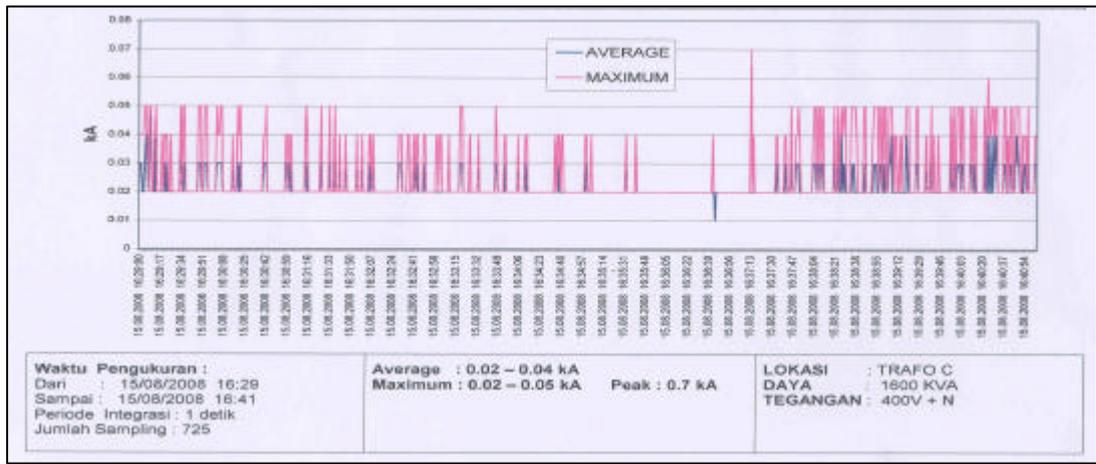
Gambar 17. Hasil pengukuran arus fasa R



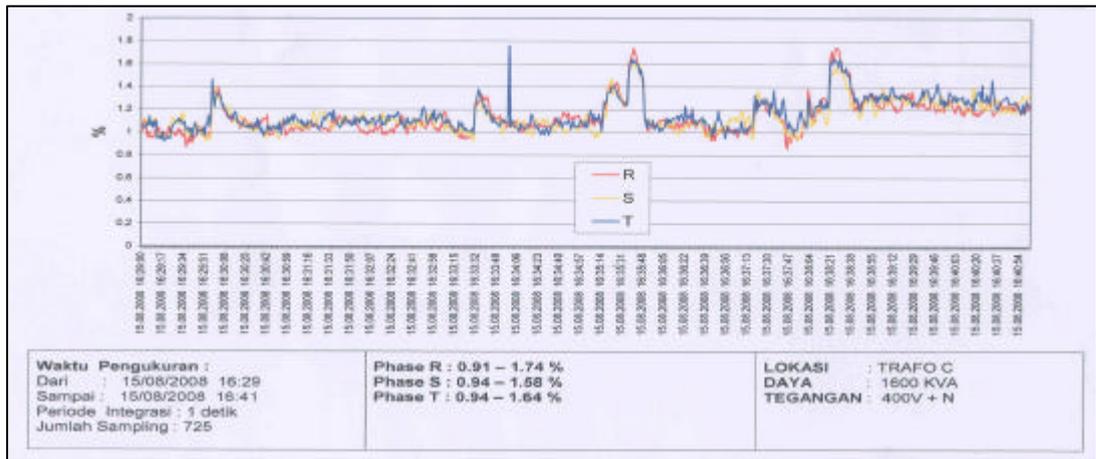
Gambar 18. Hasil pengukuran arus fasa S



Gambar 19. Hasil pengukuran arus fasa T



Gambar 20. Hasil pengukuran arus fasa N



Gambar 21. Hasil pengukuran THD

Perbandingan hasil pengukuran kondisi beroperasi ditampilkan pada saat reaktor tidak beroperasi dan Tabel 2.

Tabel 2. Hasil pengukuran

No	Hasil Pengukuran	Kondisi beroperasi	Kondisi tidak beroperasi
1.	Total Daya		
	kVA	291	226
	kW	263	181
	kVAr	127	144
2.	<i>Power factor</i>		
	Minimum	0,9	0,77
	Average	0,91	0,79
	Maksimum	0,91	0,82
3.	Tegangan		
	Fasa R-S	378.1 V	372.4 V
	Fasa S-T	389.5 V	382.9 V
	Fasa T-R	389.6 V	382.2 V
4.	Arus		
	Fasa R	400 A	330 A
	Fasa S	450 A	360 A
	Fasa T	470 A	380 A
	Fasa N	40 A	70 A
5.	<i>Total Harmonic Distortion (THD)</i>		
	THD R	1.74 %	2.61 %
	THD S	1.58 %	2.69 %
	THD T	1.64 %	2.56 %

Pada Tabel 2, hasil pengukuran total daya transformator BHT03 pada saat reaktor beroperasi yang meliputi daya semu (VA) dan daya nyata (kW) masing-masing mengalami peningkatan dari 226 kVA menjadi 291 kVA dan 181 kW menjadi 263 kW, sedangkan daya reaktif (kVAr) mengalami penurunan dari 144 kVAr menjadi 127 kVAr. Hasil pengukuran beban nominal, beban

puncak dan beban lebih menunjukkan beban yang terpakai pada kondisi reaktor tidak beroperasi maupun beroperasi berada di bawah beban yang disuplai oleh masing-masing transformator. Hasil pengukuran *power factor* transformator BHT03 pada saat reaktor beroperasi meliputi nilai minimum, maksimum dan rata-rata, masing-masing menunjukkan peningkatan dari 0,77 menjadi 0,9; 0,79

menjadi 0,91 dan 0,82 menjadi 0,91. Hasil pengukuran besarnya frekuensi dan tegangan transformator BHT03 pada saat reaktor beroperasi pada umumnya tidak mengalami perubahan yaitu rata-rata sebesar 49,87 Hz dan tegangan rata-rata sebesar 387,4 V. Hasil pengukuran arus fasa transformator BHT03 pada saat reaktor beroperasi meliputi fasa R, S, T masing-masing menunjukkan peningkatan. Pada fasa R dari 330 A menjadi 400 A, fasa S dari 360 A menjadi 450 A dan fasa T dari 380 A menjadi 470, sedangkan pada fasa N menunjukkan penurunan arus dari 70 A menjadi 40 A. Sedangkan hasil pengukuran THD transformator BHT03 pada saat reaktor beroperasi yang meliputi THD fasa R, THD fasa S dan THD fasa T masing-masing mengalami penurunan. Pada THD fasa R dari 2,61 % menjadi 1,74 %; THD fasa S dari 2,69 % menjadi 1,58 % dan THD fasa T dari 2,56 % menjadi 1,64 %, sehingga perbandingan beban nominal, beban puncak dan beban lebih pada setiap busbar lebih kecil daripada total beban terpasang hal ini dikarenakan pemakaian beban listrik yang tidak bersamaan dan unit-unit beban tidak beroperasi secara penuh.

V. KESIMPULAN

Kesimpulan yang diperoleh dari penelitian ini yaitu transformator BHT03 RSG-GAS menerima beban puncak dan

beban lebih pada saat reaktor beroperasi dan beban nominal pada saat reaktor tidak beroperasi sedangkan transformator BHT03 RSG-GAS tidak menerima beban lebih karena dari hasil pengukuran beban listrik tidak menunjukkan adanya data peningkatan beban lebih.

DAFTAR PUSTAKA

1. *Anonymous, Electrical Safety Analysis Report of MPR-30*, Interatom, GmbH
2. *Anonymous, GmbH, Electrical Component of MPR-30*, Interatom, GmbH
3. PT. SYSTEM ELECTRIC INDONESIA, Laporan *Power Analisa*, Pusat Reaktor Serba Guna Gedung 30, Juli 2008
4. PT. SYSTEM ELECTRIC INDONESIA, Laporan *Power Analisa*, Pusat Reaktor Serba Guna Gedung 30, Agustus 2008.
5. TEGUH SULISTYO, Pengaruh gangguan listrik terhadap operasi RSG-GAS Teras 61, Jurnal *Perangkat Nuklir*, Volume 01, Nomor 02, Nopember 2007, ISSN 1978-3515
6. TEGUH S, dkk, *Diagnosis Penuaan Komponen Panel Busbar Utama II Sistem Kelistrikan RSG-GAS Dengan Menggunakan Infrared Thermography*, Prosiding Pertemuan dan Presentasi Ilmiah Penelitian Dasar Ilmu Pengetahuan dan Teknologi Nuklir, Yogyakarta, 10 Juli 2007, PTAPB-BATAN, 2007.

PENELITIAN KEBOCORAN BENDUNGAN RAMAN, METRO - LAMPUNG TENGAH DENGAN RADIOISOTOP

Darman dan Tommy Hutabarat

Pusat Aplikasi Teknologi Isotop dan Radiasi-BATAN

ABSTRAK

PENELITIAN KEBOCORAN BENDUNGAN RAMAN, METRO-LAMPUNG TENGAH DENGAN RADIOISOTOP. Telah dilakukan penelitian kebocoran Bendungan Raman, Metro-Lampung Tengah dengan metode radioisotop. Pada penelitian ini diinjeksikan isotop ^{82}Br dalam senyawa KBr dengan aktivitas 1 Ci kedalam lubang injeksi. Sebelum injeksi isotop, dilakukan pengukuran latar belakang (*background*) disekitar bendungan menggunakan seperangkat alat ukur radiasi. Setelah injeksi isotop, dilakukan pencacahan penyebaran radioperunut dengan sistem *gridding*. Data cacahan dibuat kontur dan dari hasil kontur tersebut menunjukkan bahwa sebagian mengalir kearah sisi bangunan saluran *intake* dan sebagian besar menyebar kesayap sebelah kanan dan keluar disemua mata air bocoran, serta sebagian perunut menyebar melintasi tubuh bendungan dan keluar pada mata air disayap kiri bendungan.

Kata kunci : Kebocoran, perunut radioisotop ^{82}Br .

ABSTRACT

THE INVESTIGATION OF LEAKAGE AT THE RAMAN DAM IN METRO - CENTRE LAMPUNG USING RADIOISOTOPE METHOD. The investigation of leakage at the Raman Dam in central Metro Lampung has been carried out. In this investigation, isotope of ^{82}Br as KBr solution with activity of 1 Ci had been injected to the injection hole. Before injection of isotope, the background of Dam had been measured using nuclear equipment. After the injection, dispersion of radioisotope was counted by *gridding* system. The result of isocount showed that isotope flow to side of intake channel. The most part of tracer stream on both side of dam and come out at all leak spring water.

Key words : Leakage, tracer ^{82}Br

I. PENDAHULUAN

Kebocoran air adalah salah satu masalah yang sering dihadapi dalam bangunan air seperti bendungan. Penanganan masalah bocoran pada suatu bendungan sangat perlu dilakukan karena hal ini tidak hanya menyangkut kehilangan air yang merugikan tetapi juga karena masalah keamanan tubuh

bendungan itu sendiri. Sekali terjadi kebocoran upaya perbaikan harus dilakukan sebelum masalah yang lebih besar menyangkut keselamatan bendungan terjadi.⁴

Bendungan Raman terletak sekitar 6 km disebelah utara kota Metro, Lampung Tengah. Bendungan ini dibangun sekitar tahun 1960 dan pernah mengalami

penurunan tanah (*sinking*) di sebelah kiri kanan saluran masuk irigasi. Bagian tanah yang turun tersebut terlihat di sayap di bagian kanan dekat saluran pembuangan. Kemudian diadakan perbaikan tetapi hingga kini masih dijumpai adanya bocoran-bocoran pada beberapa bagian tubuh bendungan dan juga sedikit penurunan tanah yang dikawatirkan akan lebih merusak tubuh bendungan tersebut. Bendungan Raman berfungsi sebagai irigasi dan juga sebagai tandon air. Pada bagian sayap sebelah kiri dan kanan bendungan terdapat sejumlah mata air yang air keluarannya ini dicurigai sebagai air bocoran. Oleh karena itu pihak pengelola bendungan, tidak ingin masalah yang lebih besar akan terjadi dan berusaha akan memperbaiki kemungkinan bocoran tersebut sedini mungkin. Namun sebelum upaya perbaikan tersebut dilakukan, untuk lebih mengefisienkan dan mengefektifkan upaya perbaikan, maka pihak pengelola perlu mengetahui dengan pasti adanya hubungan antara air bendungan dengan mata air yang berada di sayap kiri dan kanan bendungan. Salah satu teknik yang sudah terbukti keandalannya di lapangan dalam hal penentuan bocoran pada tubuh bendungan adalah dengan teknologi isotop. Dalam teknik ini radioisotop Br-82 diinjeksikan ke dalam sumur bor, yang

selanjutnya isotop akan mengalir mengikuti pergerakan aliran. Gerakan ini khususnya yang diakibatkan oleh bocoran pada akhirnya akan membawa isotop ke lubang/mata air bocoran. Dengan alat pendeteksi radioisotop yang diarahkan dan ditempatkan di semua wilayah penelitian secara berpindah-pindah dapat diketahui lokasi isotop berkumpul yang menunjukkan indikasi lokasi bocoran¹. Berkaitan dengan hal tersebut, kemudian pihak pengelola bendungan bekerja sama dengan Pusat Aplikasi Teknologi Isotop dan Radiasi untuk melakukan penelitian penyelidikan kebocoran menggunakan teknologi yang dimiliki BATAN. Adapun tujuan utama penelitian tersebut adalah untuk menentukan lintasan bocoran (*seepage paths*) pada tubuh bendungan Raman.

II. BAHAN DAN METODE

Bahan dan peralatan, bahan yang digunakan dalam penelitian tersebut adalah isotop ⁸²Br dalam senyawa KBr dengan aktivitas 1 Ci dengan waktu paro 36 jam. Senyawa dengan KBr ini mudah sekali larut dalam air dan tidak mudah diserap oleh media yang dilaluinya. Jadi apabila isotop ⁸²Br ini diinjeksikan pada suatu tempat di sekitar *reservoir* dan dilakukan pengamatan pada bocoran-bocoran dengan detektor gamma, maka akan dapat diketahui apakah ada

hubungan antara air bocoran/tempat pengamatan dengan reservoir/tempat injeksi. Sedangkan peralatan yang digunakan adalah 2 (dua) set alat cacah radiasi yang terdiri dari detektor *sintilasi* kedap air, *rate meter*, *scaler counter* serta beberapa kabel koneksitas, sedangkan alat cacah radiasi langsung dipasang/dirangkai dengan cara detektor *sintilasi* disambung ke *rate meter* dan *rate meter* disambung/koneksikan ke *scaler*, radiasi yang ditangkap detektor dikirim ke *rate meter* (skala) kemudian dirubah menjadi angka pada *scaler*. Satu set alat bor tangan, poket dosimeter, alat injeksi isotop oleh PPR, survey meter saphymo, kontainer isotop, kerangka detektor, tanda bahaya radiasi dan alat pendukung lainnya. Sebelum dilakukan pekerjaan terlebih dahulu dilakukan kalibrasi alat. Adapun tujuan kalibrasi adalah untuk mendapatkan hasil cacahan yang sesuai dengan data lapangan, adapun teknik kalibrasi menggunakan dua langkah ; pertama kestabilan alat menggunakan sistem *chy square*, dan untuk ketelitian menggunakan sistem perbandingan skala antara skala 15000 dan 500 menggunakan isotop standar (^{137}Cs). Dengan mendapatkan hasil cacahan di antara skala tersebut sama, maka alat tersebut dinyatakan layak untuk digunakan penelitian, Untuk kalibrasi ketelitian dilakukan sebelum pekerjaan akan dimulai untuk menjamin

ketelitian hasil pengukuran, serta dilakukan beberapa kali simulasi skala lab.

Sebelum pelaksanaan injeksi isotop, perlu dilakukan pengukuran latar belakang/*background* dengan tujuan untuk mengetahui cacahan murni pada area penelitian atau sebagai pembanding dengan cacahan setelah isotop diinjeksikan. Untuk penyelidikan kebocoran suatu reservoir air dengan radioisotop sebagai perunut biasanya dengan jalan menginjeksikan perunut ke dalam *reservoir* atau melalui lubang yang dibuat di sekitar *reservoir*. Kemudian dilakukan pengamatan di daerah-daerah bocoran/rembesan untuk melihat ada tidaknya hubungan antara bocoran dengan *reservoir*. Dalam penelitian kebocoran bendungan Raman (seperti pada Gambar 1) dibuat lubang bor/sumur bor pada daerah kanan saluran *intake* dengan kedalaman 8 meter yang pernah mengalami penurunan tanah (*sinking*) sebagai pelepasan perunut radioisotop ^{82}Br . Dari sifat sinar gamma yang dapat menembus tanah atau batuan pada ketebalan tertentu, maka lintasan yang dilalui oleh perunut dapat diketahui, yaitu dengan melakukan pencacahan tingkat radiasi sinar gamma secara sistematis pada jarak - jarak tertentu dan waktu tertentu (*gridding*) untuk kemudian dibuatkan *isocountnya*. Karena daerah pengukuran/*gridding* kondisinya

berlainan, maka untuk memudahkan pengukuran dibagi menjadi 3 (tiga) bagian/wilayah; Wilayah A meliputi sekitar lubang bor dan sekitarnya,

Wilayah B meliputi sekitar lereng sayap sebelah kanan dan Wilayah C meliputi tubuh bendung/limpasan sampai sebagian lereng sayap sebelah kiri.

Tabel 1. Data cacahan pengukuran background.

Daerah gridding A		Daerah gridding B		Daerah gridding C	
No.	Cacah (cps)	No.	Cacah (cps)	No.	Cacah (cps)
1.	20	1.	23	1.	21
2.	19	2.	27	2.	26
3.	21	3.	21	3.	23
4.	19	4.	25	4.	28
5.	23	5.	27	5.	23
6.	19	6.	23	6.	19
7.	22	7.	21	7.	20
8.	16	8.	24	8.	21
9.	19	9.	20	9.	25
10.	17	10.	18	10.	21

Tabel 2. Data cacahan bersih daerah gridding A

No.	Cacah (cps)	No.	Cacah (cps)	No.	Cacah (cps)
1.	388	23.	1580	45.	1034
2.	496	24.	1792	46.	1246
3.	510	25.	1425	47.	1513
4.	908	26.	594	48.	1080
5.	1697	27.	259	49.	972
6.	4234	28.	309	50.	916
7.	1380	29.	487	51.	688
8.	1344	30.	697	52.	395
9.	1016	31.	1097	53.	314
10.	1752	32.	1624	54.	735
11.	7846	33.	1772	55.	819
12.	19850	34.	4631	56.	792
13.	1083	35.	1218	57.	750
14.	167	36.	1306	58.	586
15.	209	37.	1697	59.	585
16.	485	38.	700	60.	425
17.	789	39.	616	61.	385
18.	1269	40.	181	62.	323
19.	6247	41.	516	63.	221
20.	2080	42.	434	64.	541
21.	1382	43.	468	65.	513
22.	1015	44.	486		

Tabel 3. Data cacahan bersih daerah gridding B

No.	Cacah (cps)	No.	Cacah (cps)	No.	Cacah (cps)
1.	47	23.	150	45.	56
2.	32	24.	61	46.	91
3.	37	25.	58	47.	116
4.	38	26.	36	48.	185
5.	36	27.	31	49.	240
6.	27	28.	46	50.	76
7.	41	29.	65	51.	10
8.	46	30.	85	52.	43
9.	46	31.	264	53.	46
10.	57	32.	72	54.	41
11.	59	33.	40	55.	60
12.	68	34.	22	56.	121
13.	100	35.	64	57.	90
14.	250	36.	73	58.	128
15.	307	37.	81	59.	175
16.	73	38.	151	60.	92
17.	57	39.	365	61.	69
18.	72	40.	91	62.	82
19.	59	41.	42	63.	91
20.	68	42.	31	64.	61
21.	47	43.	89	65.	36
22.	95	44.	62		

Tabel 4. Data cacahan bersih daerah gridding C

No.	Cacah (cps)	No.	Cacah (cps)	No.	Cacah (cps)
1.	102	23.	159	45.	111
2.	137	24.	61	46.	170
3.	173	25.	11	47.	270
4.	208	26.	138	48.	145
5.	186	27.	120	49.	135
6.	157	28.	209	50.	166
7.	74	29.	229	51.	613
8.	109	30.	27	52.	450
9.	169	31.	83	53.	96
10.	165	32.	118	54.	33
11.	187	33.	125	55.	76
12.	187	34.	202	56.	40
13.	113	35.	184	57.	85
14.	92	36.	49	58.	125
15.	88	37.	92	59.	132
16.	198	38.	97	60.	138
17.	113	39.	151	61.	86
18.	92	40.	174	62.	135
19.	88	41.	250	63.	51
20.	108	42.	65	64.	139
21.	143	43.	102	65.	68
22.	188	44.	111		

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Dari hasil pengukuran cacahan pada daerah pengamatan wilayah *gridding* A (daerah lubang bor dan sekitarnya) terlihat bahwa pola penyebaran perunut mengikuti bagian sisi dari saluran-saluran *intake*, dan ada pula aliran perunut ke arah hulu, sebagian perunut menyebar ke arah mata air bocoran di daerah saluran pembuangan dan juga ke arah daerah wilayah *gridding* B (seperti terlihat pada Gambar 3). Hasil pengukuran cacahan pada daerah pengamatan wilayah *gridding* B (daerah sekitar lereng sayap sebelah kanan) *isocount* sebagian menunjukkan dan mengarah ke semua mata air bocoran dengan jarak tempuh perunut dari tempat injeksi di lubang bor ke mata air bocoran diujung saluran pembuangan daerah pengamatan wilayah *gridding* B hanya dalam waktu kira-kira 10 menit (seperti terlihat pada Gambar 4) Hal ini menandakan adanya hubungan yang langsung dari tempat injeksi dengan mata air bocoran. Sedangkan hasil pengukuran cacahan pada daerah pengamatan wilayah *gridding* C (daerah tubuh bendung/limpasan sampai sebagian lereng sayap sebelah kiri). Terlihat garis-garis *isocount* yang tinggi terletak di bagian bawah dari tubuh bendung. Ini menandakan bahwa bocoran terletak sebagian besar di bagian bawah dari

tubuh bendungan, terlihat juga dari tingkat cacahan yang tinggi yang terdeteksi alat cacah pada mata air bocoran (seperti pada Gambar 5). Hasil pengukuran cacahan pada wilayah *gridding* A, B dan C, terlihat bahwa pola penyebaran perunut mengikuti bocoran aliran air menuju sebagian ke sayap kanan dan sebagian melintasi bawah tubuh bendungan hingga ke sayap kiri bendungan (Gambar 2).

IV. KESIMPULAN

Dari hasil *isocount* pada daerah pengukuran wilayah *gridding* A, B dan C dapat disimpulkan sebagai berikut :

Dari injeksi perunut di lubang bor pada kedalaman 8 meter, perunut bergerak menyebar sebagian ke sisi bangunan saluran *intake* (valve katup masuk), sebagian besar menyebar ke sayap sebelah kanan dan keluar di semua mata air bocoran. Dan sebagian perunut menyebar melintasi bagian bawah tubuh bendungan /daerah limpasan dan keluar pada mata air bocoran di sayap sebelah kiri bendungan

SARAN

1. Mengingat besarnya bocoran yang ada di bendungan Raman, maka seandainya bendungan akan

- diperbaiki/renovasi dengan cara penutupan *input* bocoran.
2. Dan apabila akan dibangun bendungan yang baru yang lebih sempurna dan disesuaikan untuk perkembangan daerah tersebut untuk masa yang akan datang akan lebih baik.

DAFTAR PUSTAKA

1. DAVIDSON A.A. Pre dredging Sand Mobility Study Using a Radioisotope tracer Coastal Engineering Cnt.Australia.1948.
2. Technical Report Series No.91 Guidebook on Nuclear Techniques in Hydrology, IAEA, Vienna, 1983.
3. SOSRODARSONO,S dan KENSAKU TAKEDA, Bandung, Urugan PT.Paramita Jakarta, 1981.
4. GASPAR, E., and M.ONESCU. Radioactive tracer for identifications of water infiltrations under a dam, Reviu de Physique, VIII, 3.297-307, 1963.

Tanya Jawab :

1. Penanya : Maskur
(PRR – BATAN)

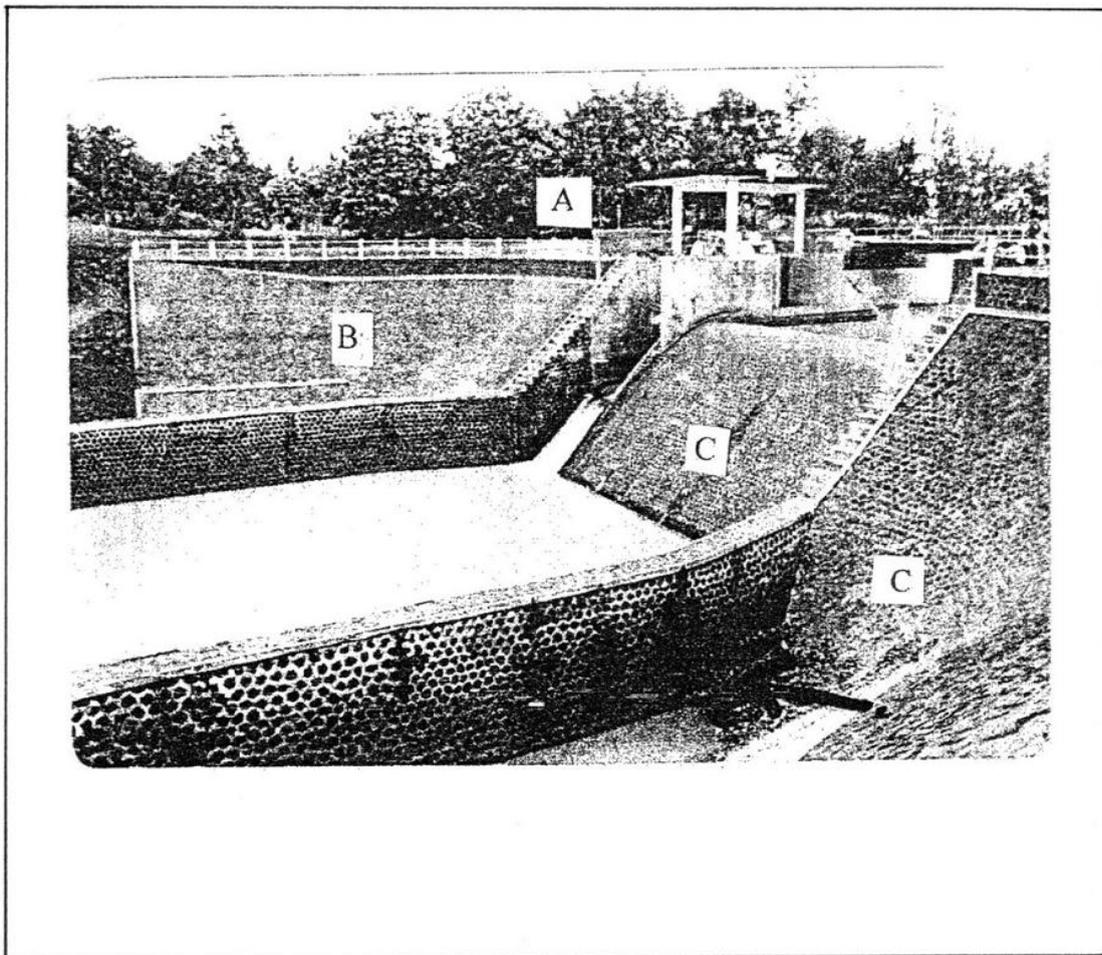
Pertanyaan :

1. Bagaimana teknik injeksi perunut kebocoran menggunakan radioisotop ^{82}Br ?

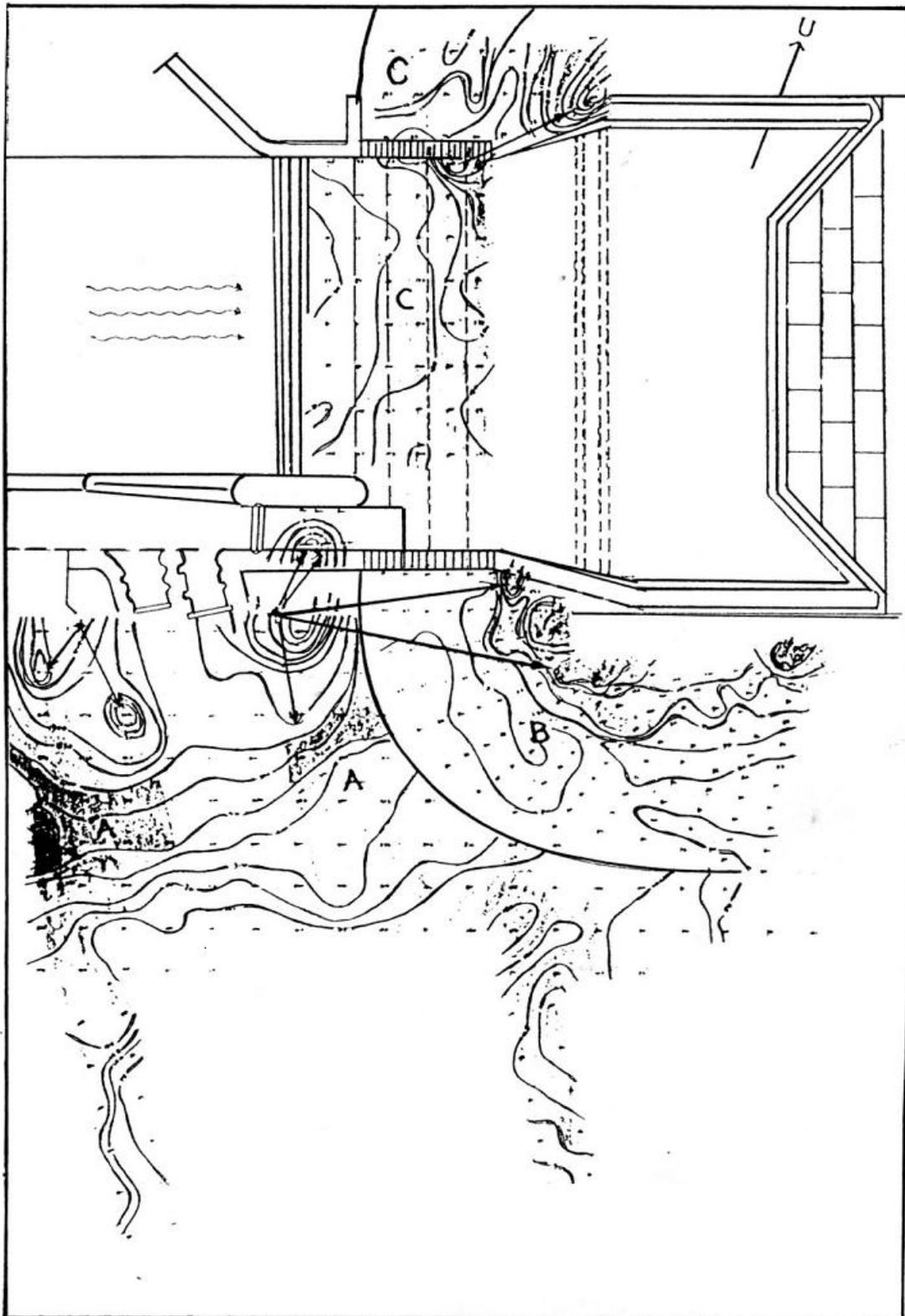
2. Mengapa digunakan ^{82}Br ?
3. Apakah dapat digunakan isotop yang lain?

Jawaban : Darman (PATIR– BATAN)

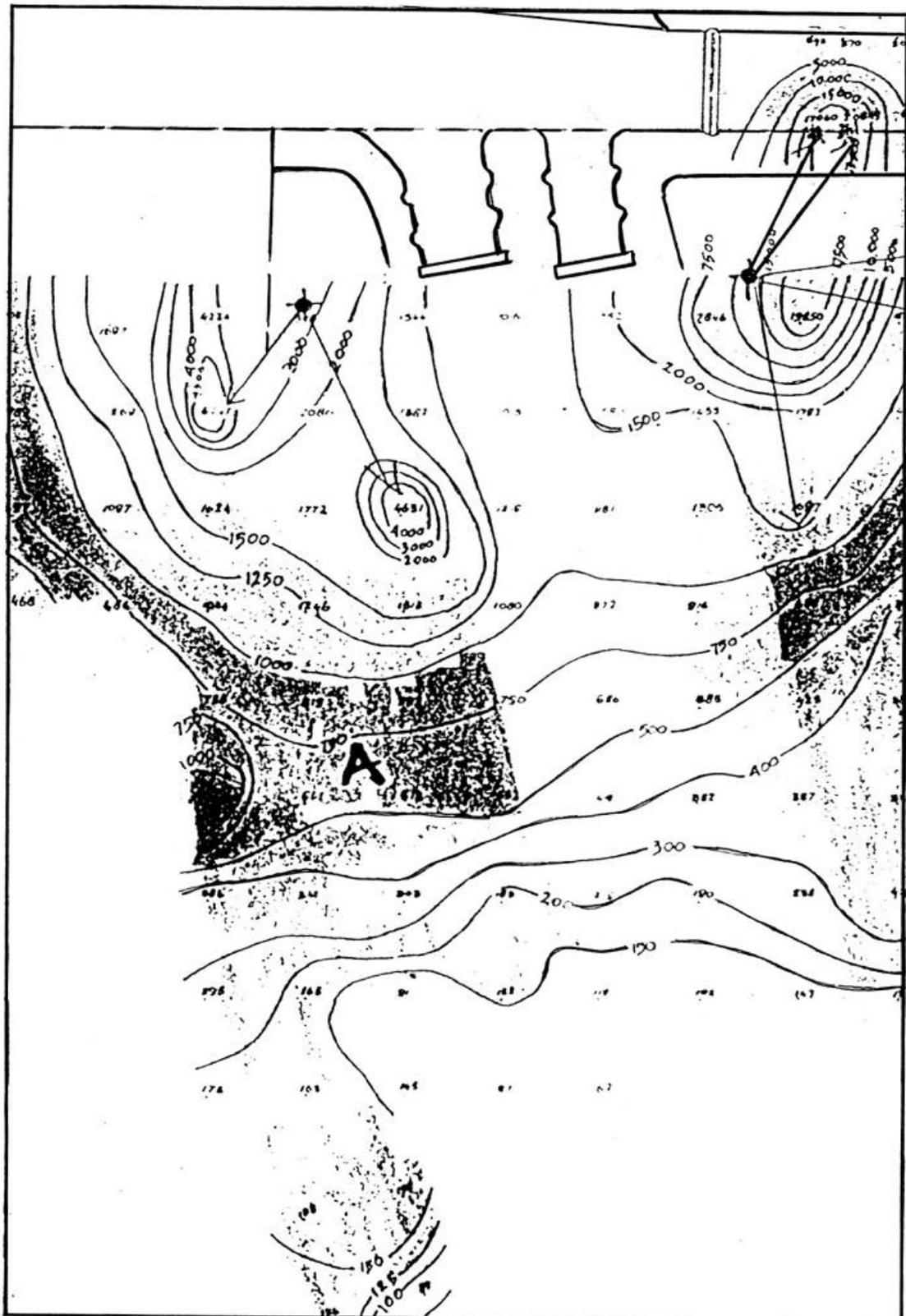
1. Teknik injeksinya adalah isotop ^{82}Br dimasukkan ke dalam lubang sumur bor dengan kedalaman 8 m dengan bantuan selang dan corong plastik.
2. Karena ^{82}Br dengan senyawa KBr mudah homogen dan tidak mudah menempel pada media yang dilalui sehingga akan mengalir mengikuti air bocoran/rembesan.
3. Dapat, tetapi hasilnya diperkirakan kurang maksimal karena mudah menempel pada material yang dilalui.



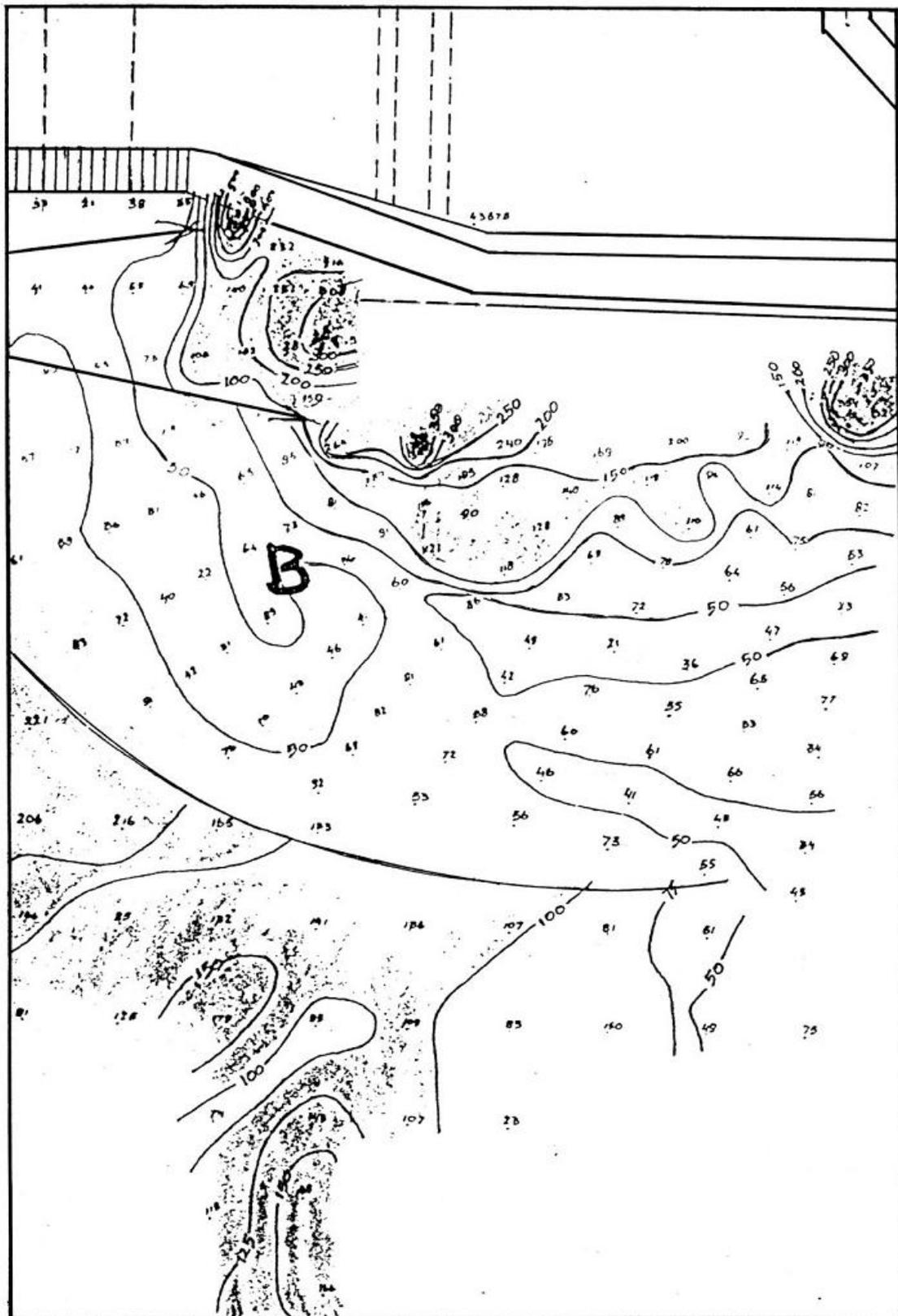
Gambar 1. Lokasi penelitian Bendungan Raman



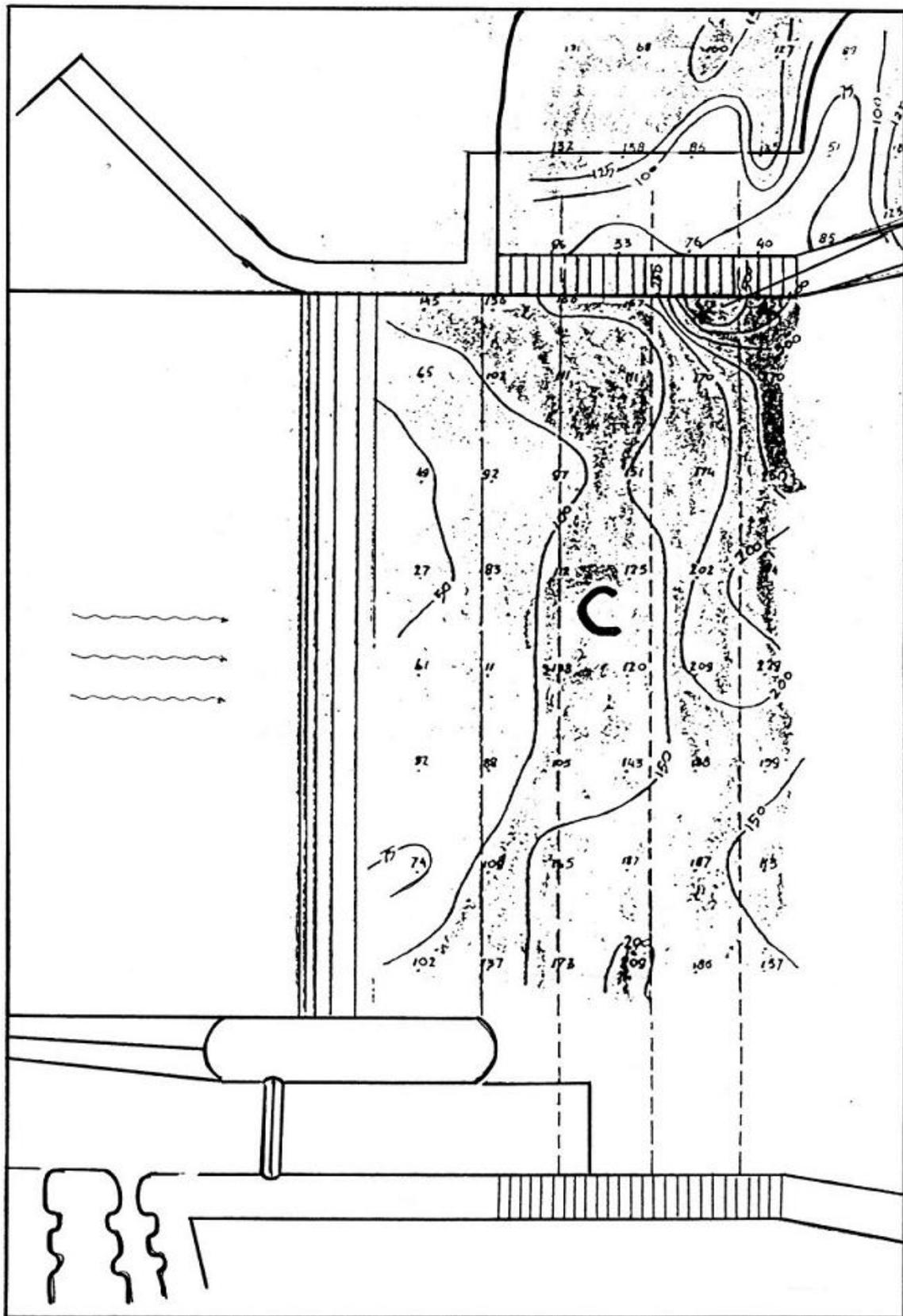
Gambar 2. Sketsa lokasi Gridding A, B dan C pada Bendungan Raman.



Gambar 3. Lokasi Gridding A



Gambar 4. Lokasi Gridding B



Gambar 5. Lokasi Gridding C

PENGGUNAAN NATRIUM SULFIT (Na_2SO_3) UNTUK MENINGKATKAN KEMURNIAN RADIOKIMIA ^{125}I

Anung Pujiyanto, Yayan Tahyan, Sri Setyowati, Sriyono

Pusat Radioisotop dan Radiofarmaka - BATAN

ABSTRAK

PENGGUNAAN NATRIUM SULFIT (Na_2SO_3) UNTUK MENINGKATKAN KEMURNIAN RADIOKIMIA ^{125}I . Penggunaan radioisotop pada bidang kesehatan semakin berkembang salah satu yang digunakan yaitu ^{125}I dalam bentuk sediaan radiofarmaka untuk invitro RIA (*radioimmunoassay*) dan IRMA (*Immunoradiometricassay*). Penggunaan ^{125}I pada teknik invitro dalam bentuk larutan natrium iodida-125 (Na^{125}I), untuk digunakan pada teknik tersebut Na^{125}I harus memenuhi persyaratan yaitu harus mempunyai kemurnian radiokimia ^{125}I di atas 99% atau tidak mengandung radiokimia pengotor $^{125}\text{IO}_3^-$ (iodat) dan $^{125}\text{IO}_4^-$ (periodat), dari uji kualitas produk radioisotop ^{125}I PRR-BATAN produk tersebut mengandung radiokimia pengotor $^{125}\text{IO}_3^-$ (iodat), untuk meningkatkan kualitas produk tersebut dapat dilakukan penambahan reduktor Na_2SO_3 . Dari hasil percobaan menunjukkan penambahan Na_2SO_3 dapat meningkatkan kualitas produk ^{125}I PRR-BATAN diperoleh peningkatan prosentase kemurnian radiokimia ^{125}I yang tertinggi 89,91 % dan terendah 14,07 % serta penurunan prosentase radiokimia yang tertinggi $^{125}\text{IO}_3^-$ (iodat) -90,91 % dan terendah -12,47 % akan tetapi radiokimia pengotor $^{125}\text{IO}_4^-$ masih mempunyai persentase yang tinggi 1,74 % selain itu dari hasil uji penandaan progesterone, Abumin dan CA-125 diperoleh yeild 58,8 %, 84,4 % dan 63,8 %

Kata kunci : Natrium sulfit (Na_2SO_3), Iodium-125(^{125}I), iodat (IO_3^-)

ABSTRACT

THE USING OF SODIUM SULFITE (Na_2SO_3) FOR INCREASING OF PURITY OF ^{125}I RADIOCHEMICAL. The use of radioisotopes in health are growing and ^{125}I is the most popular for health application that was form radiopharmaceutical for ones of them grow invitro RIA (radioimmunoassay) and IRMA (Immunoradiometricassay). The application of ^{125}I for invitro techniques in form of sodium iodide-125 (Na^{125}I) that must be have upper 99% content of ^{125}I or have not impurities content of $^{125}\text{IO}_3^-$ and $^{125}\text{IO}_4^-$. From quality characterizations test of ^{125}I that produce by PRR-BATAN still content $^{125}\text{IO}_3^-$ as impurities. To increase ^{125}I content was carry out by adding Na_2SO_3 as reduction agent to product of ^{125}I . Our experiment was shown that adding of Na_2SO_3 can improve purity of ^{125}I until 89.91% and decreased impurities of $^{125}\text{IO}_3^-$ until 90.91 % but still remaining content 1.74% of $^{125}\text{IO}_4^-$. The yield from result of labeling of progesterone, albumin and CA-125 was found 58.8 %, 84.4 % and 63.8 % respectively.

Keywords: Sodium Sulfite (Na_2SO_3), Iodium-125(^{125}I), iodate (IO_3^-)

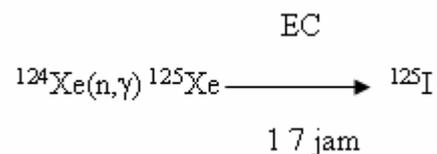
I. PENDAHULUAN

Radioisotop iodium seperti ^{125}I , ^{131}I ataupun ^{123}I sudah lama digunakan pada bidang kesehatan dalam bentuk sediaan radiofarmaka yang dipakai untuk diagnosis atau terapi. Hal ini disebabkan

iodium sebagai golongan halogen sangat reaktif pada proses reaksi kimia terutama dengan protein yang berasal dari group tyrosine dan histidina. Di dalam tubuh radioiodine dapat mensubstitusi iodium alam (^{127}I) yang terikat pada

hormon thyroid¹. Salah satu radioisotop iodium yang digunakan untuk RIA (*radioimmunoassay*) dan IRMA (*Immunoradiometricassay*) dalam teknik invitro adalah ¹²⁵I yang mempunyai energi sinar γ cukup rendah yaitu 35,5 keV, sehingga dampak radiasi yang diterima oleh operator juga cukup rendah. Selain itu waktu paruh ¹²⁵I ini adalah 2 bulan, yang merupakan waktu ideal untuk keperluan RIA/IRMA¹. Penggunaan ¹²⁵I pada teknik invitro adalah dalam bentuk larutan natrium iodida-125 (Na^{125}I), supaya ¹²⁵I dapat digunakan pada teknik tersebut, Na^{125}I harus memenuhi persyaratan yaitu harus mempunyai kemurnian radiokimia ¹²⁵I di atas 99 % atau tidak mengandung radiokimia pengotor ¹²⁵ IO_3^- (iodat) dan ¹²⁵ IO_4^- (periodat). Adanya radiokimia pengotor tersebut dapat mengganggu pada pelabelan protein pada proses teknik invitro menggunakan ¹²⁵I. Pusat Radioisotop dan Radiofarmaka (PRR) sebagai institusi di bawah Badan Tenaga Nuklir Nasional (BATAN) yang bertugas mengembangkan radioisotop dan radiofarmaka sudah melakukan pembuatan ¹²⁵I dari gas ¹²⁴Xe diperkaya 80% dengan menggunakan fasilitas beam loop Pusat Reaktor Serba Guna (PRSG) Serpong.

Pembuatan ¹²⁵I ini dilakukan dengan iradiasi neutron terhadap gas ¹²⁴Xe di dalam reaktor nuklir, dengan reaksi²:



Gas ¹²⁵Xe yang terbentuk kemudian diluruhkan selama 3 x 24 jam, yang dalam jangka waktu tersebut diharapkan peluruhan ¹²⁵Xe ini telah berubah seluruhnya menjadi ¹²⁵I. Untuk memperoleh radioisotop ¹²⁵I dalam bentuk Na^{125}I , maka ¹²⁵I dilarutkan dengan menggunakan NaOH. Dari hasil uji kualitas produksi radioisotop ¹²⁵I yang dihasilkan oleh PRR, diperoleh produk tersebut mengandung radiokimia pengotor ¹²⁵ IO_3^- (iodat)

Untuk meningkat kemurnian radiokimia ¹²⁵I dari produk tersebut, maka perlu dilakukan penambahan suatu reduktor ke dalam produk. Pada penelitian ini akan dilakukan penambahan reduktor Na_2SO_3 (3) ke dalam produk ¹²⁵I. Metoda ini juga digunakan oleh mediphysic sehingga diharapkan dari penelitian ini dapat dihasilkan produk radioisotop ¹²⁵I yang mempunyai kemurnian di atas 95% .

II. BAHAN DAN TATA KERJA

Bahan

Zat kimia yang dipakai dengan tingkat kemurnian p.a. buatan Merck diantaranya asam klorida (HCl), NaOH dan natrium sulfit (Na_2SO_3), Larutan Na^{125}I yang diperoleh dari produksi ^{125}I PRR-BATAN. Alat-alat yang digunakan diantaranya *hotplate* yang dilengkapi dengan *stirer*, perangkat alat spektrometer gamma *Multi Channel Analyser*. Dose calibrator merk Atomlab.

Tata kerja.

Penambahan Na_2SO_3 5 % ³

- Larutan Na_2SO_3 5 % sebanyak 1 ml diambil dengan menggunakan pipet gondok lalu dimasukkan ke dalam vial 10 ml. Kemudian ke dalam vial yang berisi 1 ml larutan Na_2SO_3 5 % tersebut dimasukkan HCl 1 N sebanyak 1 ml dengan menggunakan pipet.
- Dari campuran 1 ml larutan Na_2SO_3 5 % dengan 1 ml HCl 1 N tersebut diambil dengan menggunakan pipet ependorf sebanyak 10 μL , kemudian ke dalam 1 ml larutan produk Na^{125}I yang mengandung $^{125}\text{IO}_3^-$ (iodat) dan $^{125}\text{IO}_4^-$ (periodat). Setelah itu dilakukan pengadukan dengan *stirer* selama 10 menit dan dilanjutkan dengan pengaturan pH pada larutan produk hingga mencapai nilai 8-9.

Pengujian Kemurnian kimia ⁴

- Larutan produk Na^{125}I yang sudah diberi sulfit diteteskan pada fasa diam kertas Whatman 1 pada jarak 2 cm dari tepi bawah fasa diam sebagai titik nol. Penetasan menggunakan pipi kapiler. Kemudian kertas Whatman dikeringkan di udara.
- Bejana kromatografi diisi dengan larutan fasa gerak metanol 75%, dan dibiarkan dalam keadaan tertutup selama ± 10 menit agar dalam ruang bejana diperoleh kesetimbangan uap fasa gerak. Kemudian fasa diam digantungkan pada tutup bejana kromatografi dan dicelupkan dalam fasa gerak pada posisi di bawah titik nol untuk proses elusi sampai jarak migrasi fasa gerak mencapai ± 38 cm. Kromatogram dikeringkan pada suhu kamar.
- Selanjutnya kromatogram dipotong-potong sepanjang 1 cm dan masing-masing potongan dicacah dengan alat pencacah gamma mini Tec II Nucleus model 600B atau dengan SCA VPA 101 Venstra Instrument.

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Pengaruh penambahan Na_2SO_3 5 % untuk meningkatkan persentase kemurnian radiokimia $^{125}\text{I}^-$ (iodida) untuk masing-masing fraksi dari produk ^{125}I

PRR-BATAN ditunjukkan Tabel 1. Dari Tabel 1 terlihat terjadi peningkatan kemurnian radiokimia $^{125}\text{I}^-$ (iodida) yang cukup besar untuk fraksi I dan II yaitu dari 8,05 % menjadi 97,96 % untuk fraksi I, sedangkan untuk fraksi II dari 22,6 % menjadi 97,64 dengan selisih prosentase kemurnian radiokimia $^{125}\text{I}^-$ (iodida) sebelum dan sesudah penambahan Na_2SO_3 5 % untuk fraksi I dan II yaitu berturut-turut 89,91 % dan 75,04 % seperti yang diperlihatkan pada Tabel 2. Sedangkan untuk fraksi III dan IV selisih prosentase kemurnian radiokimia $^{125}\text{I}^-$ (iodida) tidak begitu besar yaitu 15,95 % dan 14,07 %. Pada Tabel 1 dapat diamati pula pengaruh natrium sulfat terhadap penurunan radiokimia pengotor iodat ($^{125}\text{IO}_3^-$) dari masing-masing fraksi, selisih penurunan tersebut untuk fraksi I, II, III dan IV dapat dilihat pada Tabel 2 yaitu berturut-turut -90,91 %, -76,83 %, -3,64 % dan -12,29%. Sedangkan untuk kemurnian radiokimia periodat ($^{125}\text{IO}_4^-$) penambahan natrium sulfat 5 % tidak

memberikan pengaruh yang besar terhadap penurunan periodat ($^{125}\text{IO}_4^-$). Hal ini ditunjukkan pada Tabel 2 bahwa fraksi I, II dan IV mengalami kenaikan kemurnian radiokimia periodat ($^{125}\text{IO}_4^-$) di bawah 2 % yaitu 1,59 %, 1,71% dan 0,51 % akan tetapi fraksi III mengalami penurunan yaitu -0,81 %. Dari Tabel 3 hasil penandaan progesterone, Abumin dan CA-125 menggunakan radioisotop ^{125}I PRR-BATAN fraksi I yang sudah direduksi Na_2SO_3 belum menunjukkan adanya prosentase penandaan yang baik, yaitu bahwa ^{125}I PRR-BATAN prosentase penandaannya masih di bawah prosentase penandaan menggunakan ^{125}I Nordion. Adanya perbedaan tersebut disebabkan ^{125}I PRR-BATAN fraksi I masih mengandung radiokimia pengotor periodat ($^{125}\text{IO}_4^-$) 1,79% dan iodat ($^{125}\text{IO}_3^-$) 0,12%. Adanya radiokimia pengotor tersebut akan mengganggu proses penandaan progesterone, Abumin dan CA-125.

Tabel 1. Pengaruh penambahan Na_2SO_3 5 % terhadap kemurnian radiokimia dari produk ^{125}I PRR-BATAN

Jenis Radiokimia	Fraksi I		Fraksi II	
	Sebelum Penambahan Na_2SO_3 5 %	Setelah Penambahan Na_2SO_3 5 %	Sebelum Penambahan Na_2SO_3 5 %	Setelah Penambahan Na_2SO_3 5 %
$^{125}\text{I}^-$	8,05	97,96	22,6	97,64
$^{125}\text{IO}_3^-$	91,03	0,12	76,98	0,15
$^{125}\text{IO}_4^-$	0,13	1,72	0,19	1,93

Jenis Radiokimia	Fraksi III		Fraksi IV	
	Sebelum Penambahan Na_2SO_3 5 %	Setelah Penambahan Na_2SO_3 5 %	Sebelum Penambahan Na_2SO_3 5 %	Setelah Penambahan Na_2SO_3 5 %
$^{125}\text{I}^-$	72	87,94	72,25	86,32
$^{125}\text{IO}_3^-$	22,62	8,98	22,58	10,29
$^{125}\text{IO}_4^-$	1,32	0,51	0,11	0,62

Tabel 2. Selisih kemurnian radiokimia dari produk ^{125}I PRR-BATAN setelah ditambahkan Na_2SO_3 5%

Jenis Radiokimia	Fraksi I	Fraksi II	Fraksi III	Fraksi IV
	Δ (%)	Δ (%)	Δ (%)	Δ (%)
$^{125}\text{I}^-$	89,91	75,04	15,95	14,07
$^{125}\text{IO}_3^-$	-90,91	-76,83	-13,64	-12,29
$^{125}\text{IO}_4^-$	1,59	1,74	-0,81	0,51

Tabel 3. Prosentase penandaan progesterone, Albumin dan CA-125 menggunakan radioisotop ^{125}I PRR-BATAN yang sudah direduksi Na_2SO_3 5%.

Progesteron (yield %)		Albumin (yield %)		CA-125 (yield %)	
^{125}I Nordion	^{125}I PRR-BATAN	^{125}I Nordion	^{125}I PRR-BATAN	^{125}I Nordion	^{125}I PRR-BATAN
77,6	58,0	90,5	84,4	86,2	63,8

IV. KESIMPULAN DAN SARAN

Penggunaan Na_2SO_3 sebanyak 5% pada produk ^{125}I PRR-BATAN dapat meningkatkan prosentase kemurnian radiokimia $^{125}\text{I}^-$ (iodida) dan menurunkan prosentase kemurnian radiokimia $^{125}\text{IO}_3^-$ (iodat) akan tetapi penggunaan Na_2SO_3 5 % kurang berpengaruh pada penurunan radiokimia periodat ($^{125}\text{IO}_4^-$). Dari hasil penandaan progerteron, albumin dan CA-125 menggunakan ^{125}I PRR-BATAN yang ditambahkan Na_2SO_3 sebanyak 5% belum dapat memberikan prosentase penandaan yang baik oleh karena itu untuk penelitian selanjutnya perlu dipelajari peningkatan kemurnian radiokimia $^{125}\text{I}^-$ (iodida) menggunakan $^{125}\text{I}^-$ (iodida) 5 % dengan parameter konsentrasi Na_2SO_3 yang berbeda sehingga dari penelitian tersebut dapat diperoleh produk radioisotop ^{125}I dengan kemurnian di atas 99 % sesuai dengan persyaratan yang ditetapkan.

DAFTAR PUSTAKA

1. R.S. WAYAN, Radioimunologi dan perannya dalam meningkatkan pelayanan kesehatan masyarakat. Pidato pengukuhan Ahli Peneliti Utama Bidang Kimia. PPR-BATAN, Serpong, 3 Nopember 1998, hal. 2.
2. L. HOTMAN, dkk, Uji Produksi Iodium-125 menggunakan sasaran Xenon-124 diperkaya, Prosiding Seminar Nasional Penelitian dan Pengelolaan Perangkat Nuklir, PTAPB-BATAN, Yogyakarta, 19 September 2006, hal. 126.
3. Medi physic, Manufactur in Manual of Iodium-125, Tuxedo, New York, 1985
4. Medi physic, Quality Control Manual Iodium-125, Tuxedo, 1985
5. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Teedoc of Manual for Reactor Produced Radioisotope, IAEA, Vienna, 2003, 8, 129.

PLTN DAN DESA SIAGA DITINJAU DARI PROGRAM KESIAPSIAGAAN NUKLIR

Anthony Simanjuntak

Pusat Reaktor Serba Guna - BATAN

ABSTRAK

PLTN DAN DESA SIAGA DITINJAU DARI PROGRAM KESIAPSIAGAAN NUKLIR.

Telah dilakukan tinjauan program kesiapsiagaan nuklir pada masyarakat desa siaga di lingkungan PLTN. Konsep dasar tinjauan program kesiapsiagaan nuklir PLTN dilakukan dengan berpedoman pada kajian potensi bahaya kategori 1 yang diasumsikan bahwa penyebaran radioaktif ke lingkungan dapat mencapai radius 30 (tigapuluh) km. Pada radius ini, bahaya radiasi dapat memberikan dampak kesehatan deterministik yang berasal dari paparan radiasi eksternal, udara terkontaminasi radiasi yang dihirup, makanan dan minuman yang terkontaminasi radiasi (*ingestion*), dan kontaminasi radiasi dari permukaan kulit dan pakaian yang berasal dari awan radioaktif. Sedangkan yang dimaksud dengan desa siaga adalah gambaran masyarakat yang sadar, mau dan mampu untuk mencegah dan mengatasi berbagai ancaman terhadap kesehatan masyarakat. Dengan demikian inti kegiatan desa siaga adalah pemberdayaan masyarakat agar mau dan mampu hidup sehat, dan konsep desa siaga ini telah dicanangkan oleh pemerintah bahwa di akhir tahun 2008 seluruh desa di Indonesia telah menjadi desa siaga. Oleh karena itu, dalam pengembangannya diperlukan langkah-langkah pendekatan edukatif berupa upaya mendampingi (memfasilitasi) masyarakat untuk melakukan kegiatan pembelajaran dalam proses pemecahan masalah-masalah kesehatan yang dihadapi. Sehubungan dengan hal tersebut di atas, salah satu kegiatan pembelajaran yang ditawarkan adalah program kesiapsiagaan nuklir PLTN, yang materinya memuat unsur –unsur pengetahuan dasar nuklir, resiko bahaya radiasi, dan cara-cara penanggulangan efektif terhadap dampak penyebaran radioaktif ke lingkungan. Dengan program kesiapsiagaan nuklir ini, diharapkan masyarakat yang berada dalam radius 30 km dari pusat instalasi PLTN, dapat memiliki pengetahuan dasar tentang program kesiapsiagaan nuklir sehingga mereka mampu menjadi masyarakat yang sadar dan mandiri sebagai warga desa siaga.

Kata kunci: PLTN, desa siaga, dan program kesiapsiagaan nuklir

ABSTRACT

NPP AND “DESA SIAGA” THE VIEW OF NUCLEAR PREPAREDNESS PROGRAM. The view of nuclear preparedness program to the “desa siaga” society has been conducted near by nuclear power plant (NPP). The basic concept of view of preparedness program of NPP is conducted by guiding on the study of threath catagory 1 where it is assumed that radioactive spreading to the surroundings can reach 30 kms in radius. At this radius, radiation peril can contribute deterministic health impact which comes from external radiation exposure, inhaling the contaminated air by radiation, food and water which contaminated by radiation (*ingestion*), and radiation contamination on the skin surface and clothes which comes from radioactive cloud like. What is meant by “desa siaga” is the illustration of awere society, have a will and capable to prevent and to over came any kinds of threat to the society healt. So, the main activity of desa siaga is to empower society to be able and want to be alive healthy, and this “desa siaga” concept has been prelated by the government at the end of the yar 2008 that all villages all over Indonesia have be come the “desa siaga” . Therefore, in its progress it is neded educative approach steps such as some efforts to closely assist society (to facilitate) in joining the learning activities of solving healty problem of the society. In conection with problems mentioned above, one of the offered learning activities is nuclear preparedness program of NPP. Which the subjects include the nuclear basic knowledge, the risks of radiation peril, and the techniques of effective tackling to radioactive spreading impact on the surroundings. With this nuclear preparedness program, the society who

live in 30 kms radius hopefully have basic knowledge about nuclear preparedness program so they are able to be aware and autonomous society as the “desa siaga” citizen.

Keywords: NPP, “desa siaga” and nuclear preparedness program

I. PENDAHULUAN

Berbagai jenis fasilitas nuklir di Indonesia telah dimanfaatkan dan dipergunakan untuk penelitian dan pemanfaatan teknologi nuklir diantaranya adalah: reaktor riset, produksi radio isotop, pabrikasi bahan bakar nuklir dan lain-lain. Selain itu untuk mendukung program diversifikasi penganekaragaman pemanfaatan energi di dalam Kebijakan Umum Bidang Energi (KUBE), salah satu pertimbangan yang dapat dimanfaatkan adalah fasilitas Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir (PLTN)¹.

Dalam pengoperasiannya tidak menutup kemungkinan timbulnya hal-hal yang perlu diwaspadai seperti pada pengalaman pengoperasian instalasi nuklir di dunia, ada beberapa peristiwa terjadinya kecelakaan nuklir terparah yang mengakibatkan penyebaran radioaktif ke lingkungan, hal ini dapat mengancam keselamatan dan kesehatan masyarakat dan lingkungan². Untuk menjamin dan mencegah dampak radiologi yang ditimbulkan, maka badan pengawasan fasilitas nuklir, *International*

Atomic Energy Agency (IAEA) dan Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nasional (BAPETEN) membuat berbagai pedoman dan peraturan tentang bagaimana membuat dan melaksanakan program kesiapsiagaan nuklir di setiap fasilitas nuklir, dan program tersebut digunakan sebagai persyaratan untuk memperoleh ijin operasi³.

Maksud dan tujuan program kesiapsiagaan nuklir seperti disebutkan di atas, adalah untuk melakukan usaha atau tindakan terpadu dalam hal mencegah atau memperkecil dampak radiologi dari pemanfaatan tenaga nuklir.

Pembuatan program kesiapsiagaan nuklir mengacu pada peraturan seperti disebutkan di atas, dengan peninjauan berbagai aspek pengkajian yang terintegrasi diantaranya: potensi kecelakaan, jenis sumber radiasi, klasifikasi kecelakaan, pelaporan serta unsur infrastruktur seperti organisasi penanggulangan, koordinasi, prosedur penanggulangan, fasilitas peralatan dan sarana pendukung, pelatihan dan uji coba. Adapun pengkajian potensi kecelakaan di suatu

fasilitas nuklir dimaksud mengacu pada “konsep kategori”. Konsep kategori itu dibentuk oleh IAEA berdasarkan spesifikasi teknis fasilitas dan dari riwayat kecelakaan nuklir yang terjadi. Fasilitas nuklir PLTN dimasukkan dalam kategori 1 dengan asumsi ia dapat memberikan kenaikan dosis radiasi yang menimbulkan dampak kesehatan deterministik di luar daerah kerja (*Off Site*) dan potensi penyebaran radioaktif hingga radius 30 km⁴.

Oleh karena itu pada pembuatan program kesiapsiagaan nuklir PLTN diperlukan pengkajian infrastruktur yang rinci dengan sistem terpadu, sehingga di dalam pelaksanaannya diperlukan koordinasi melalui berbagai stakeholder (berbagai institusi, individu masyarakat yang berpotensi terkena dampak radioaktif, dan lingkungan)⁵.

Dengan mengingat visi Departemen Kesehatan “Masyarakat yang mandiri untuk hidup sehat” dan misi “membuat rakyat sehat” yang dicapai melalui berbagai strategi diantaranya melalui peningkatan sistem surveilans, monitoring dan informasi kesehatan. Langkah nyata untuk mencapai strategi tersebut di atas, maka departemen kesehatan telah menerbitkan SK Menkes No. 564/2006 tentang pedoman pelaksanaan pengembangan desa siaga

yaitu seluruh desa di Indonesia menjadi desa siaga pada akhir tahun 2008⁶.

Pengembangan desa siaga mencakup upaya lebih mendekatkan pelayanan kesehatan dasar kepada masyarakat desa, menyiapsiagakan masyarakat menghadapi masalah kesehatan, memandirikan perilaku hidup bersih dan sehat di wilayahnya⁷. Dengan demikian masyarakat desa yang sehat merupakan gambaran masyarakat yang sadar, mau dan mampu untuk mencegah dan mengatasi ancaman terhadap kesehatan masyarakat diantaranya adalah kesehatan lingkungan, kejadian bencana alam, kecelakaan industri, termasuk kecelakaan fasilitas nuklir dan lain-lain. Salah satu wadah yang diperlukan bagi persyaratan suatu desa siaga adalah dengan memfasilitasi masyarakat terhadap potensi gangguan kesehatan masyarakat di lingkungannya.

Melalui wadah memfasilitasi masyarakat seperti diuraikan di atas maka program kesiapsiagaan nuklir dapat secara berkesinambungan disosialisasikan dengan memberikan pembelajaran maupun pengetahuan radiologi, seperti: zat radioaktif, koordinasi, dampak radiologi lingkungan, perlindungan diri terhadap bahaya radiasi, melakukan evakuasi, pemberian KI, pemberitahuan dini (*early warning*),

pemeriksaan kesehatan masyarakat, latihan penanggulangan dan lain-lain, sehingga masyarakat akan memperoleh pengetahuan tentang pengendalian radioaktif dan mampu melakukan penanggulangan jika fasilitas nuklir PLTN mengalami kecelakaan, seperti:

- a) Penanggulangan paparan radiasi eksternal dari awan radioaktif yang terbawa ke lingkungan,
- b) Penanggulangan paparan radiasi eksternal radioaktif terdeposisi di permukaan tanah atau lingkungan,
- c) Penanggulangan kontaminasi radiasi yang terhirup masyarakat atau makhluk hidup (*inhalation*) ke lingkungan,
- d) Penanggulangan kontaminasi radiasi makanan dan minuman (*ingestion*) yang dikonsumsi masyarakat atau makhluk hidup,
- e) Penanggulangan kontaminasi radiasi dari permukaan kulit dan pakaian masyarakat⁸.

Tulisan ini akan menjelaskan bagaimana penancangan desa siaga di Indonesia melalui program kesiapsiagaan nuklir di fasilitas nuklir PLTN dapat dicapai secara optimal

II. TEORI

Mengingat sifat instalasi nuklir merupakan pemanfaatan tenaga nuklir,

yang selain dapat memberikan manfaat juga dapat menimbulkan bahaya radiasi, maka seluruh kegiatan fasilitas nuklir diwajibkan untuk memperhatikan keselamatan, keamanan, ketenteraman, kesehatan pekerja dan anggota masyarakat, serta perlindungan terhadap lingkungan hidup. Untuk menjamin kewajiban kegiatan fasilitas nuklir di atas dilaksanakan, maka Badan Pengawas Tenaga Nuklir Internasional maupun tingkat Nasional menerbitkan berbagai peraturan perundang-undangan yang digunakan sebagai pedoman untuk melakukan kegiatan fasilitas nuklir. Adapun peraturan perundang-undangan dimaksud, dibuat dengan mengacu pada ketentuan yang tertuang dalam:

- a) *IAEA Safety Standards, Arrangements for Preparedness for a Nuclear or Radiological Emergency.*
- b) Perka BAPETEN N0. 05-P/Ka-Bapeten/I-03 petunjuk pelaksanaan program penanggulangan kecelakaan di fasilitas nuklir .

Peraturan dan pedoman ini dimaksudkan sebagai alat kendali terhadap bahaya radiologi yang ditimbulkan akibat kecelakaan dari suatu instalasi nuklir.

Dampak bahaya radioaktif yang mengancam kehidupan masyarakat maupun lingkungan adalah paparan

radioaktif pada media awan radioaktif dan radioaktif yang terdeposit, awan radioaktif terhirup, makanan, dan kontaminasi tubuh. Penanggulangan bahaya radiologi yang dapat dilakukan adalah sebagai berikut:

- a) Penanggulangan paparan gamma dari debu radioaktif (plume),
- b) Penanggulangan paparan gamma dari radioaktif yang terdeposit,
- c) Penanggulangan udara terkontaminasi radioaktif yang terhirup,
- d) Penanggulangan makanan terkontaminasi yang dikonsumsi oleh masyarakat melalui tanaman dan hewan.

Untuk melaksanakan penanggulangan tersebut di atas, salah satu unsur yang diperlukan adalah menyebarluaskan dan menginformasikan pedoman kepada seluruh tingkat masyarakat di sekitar instalasi nuklir. Penyebaran informasi tersebut dapat dilaksanakan dengan adanya penancangan desa siaga di seluruh wilayah Indonesia pada tahun 2008 melalui Surat Keputusan Menteri Kesehatan No. 564/Menkes/SK/VIII / 2006.

Adapun yang dimaksud dengan desa siaga adalah gambaran masyarakat yang sehat, sadar, mau dan mampu untuk

mencegah dan mengatasi ancaman terhadap kesehatan masyarakat diantaranya adalah kesehatan lingkungan, kejadian bencana alam, kecelakaan industri, termasuk kecelakaan fasilitas nuklir dan lain-lain. Keberhasilan penyebaran informasi dalam rangka pelaksanaan program kesiapsiagaan nuklir diperlukan bagi persyaratan tercapainya suatu desa siaga.

III. METODA

Metoda yang digunakan dalam upaya memperkenalkan dan menyampaikan informasi program kesiapsiagaan nuklir PLTN pada desa siaga, tentang bagaimana cara penanggulangan paparan radiasi eksternal, paparan radiasi eksternal yang terdeposit di permukaan tanah dan lingkungan, kontaminasi radiasi yang terhirup, kontaminasi radiasi makanan dan minuman, dan kontaminasi radiasi dari permukaan kulit, dilakukan dengan cara:

1. Mengasumsikan kategori dampak kecelakaan.
2. Menyusun pedoman petunjuk pelaksanaan program penanggulangan kecelakaan diantaranya:
 - Menyusun kebijakan nasional dan perkembangannya

- Menentukan tingkat program kesiapsiagaan yang dibutuhkan
 - Mengembangkan dasar perencanaan
 - Menentukan tugas dan tanggung jawab tiap tingkatan
 - Membuat pedoman, standar dan format program kesiapsiagaan nuklir
 - Membentuk organisasi pada seluruh tingkatan
 - Mengembangkan dan menerapkan perencanaan secara detail
 - Mengkoordinasikan dan uji coba perencanaan yang tersusun
 - Mengembangkan dan menerapkan kajian ulang, modifikasi dan program latihan
3. Menyebarluaskan dan menginformasikan pedoman kepada seluruh tingkat hingga desa siaga.

IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

Program Kesiapsiagaan Nuklir

Program kesiapsiagaan nuklir adalah usaha atau tindakan yang dilakukan secara terpadu untuk mencegah atau memperkecil dampak radiologi dari pemanfaatan tenaga nuklir yang ditimbulkan, seperti:

- a) Memperkecil resiko atau mengurangi konsekuensi kecelakaan pada sumber radiasi (lokasi kecelakaan),
- b) Mencegah dampak radioaktif terhadap kesehatan deterministik (kematian),
- c) Mengurangi dampak kesehatan stokastik sekecil mungkin (efek samping).

Pembuatan program kesiapsiagaan nuklir ini akan menghasilkan beberapa kajian yang terintegrasi diantaranya: Potensi kecelakaan mengakibatkan lepasan radioaktif berada di dalam fasilitas (on site) dan lepasan radioaktif ke luar fasilitas (*off site*), jenis sumber radiasi, potensi bahaya radiasi, kategori daerah penanggulangan dampak kecelakaan, pelaporan serta unsur infrastruktur, sarana pendukung serta pelatihan dan uji coba.

Berbagai macam kajian dilakukan untuk membuat program kesiapsiagaan fasilitas nuklir diantaranya adalah:

1. Potensi Bahaya
2. Kajian Organisasi Keadaan darurat
3. Prosedur penanggulangan
4. Sarana dan Prasarana Pendukung
5. Program Pelatihan.

Potensi Bahaya

Pengkajian atas potensi bahaya dilakukan mencakup kajian terhadap jenis dan potensi bahaya yang terdapat diseluruh fasilitas berdasarkan sifat bahan radioaktif dan bahan nuklir yang dipergunakan, dan resiko atau dampaknya terhadap pekerja dan lingkungan. Tindakan penanggulangan untuk memenuhi maksud dan tujuan program kesiapsiagaan nuklir di atas, dapat dilakukan atas beberapa kategori dengan mengacu pada klasifikasi ataupun karakteristik kecelakaan yang ditentukan berdasarkan daerah yang terkena akibat terjadinya kecelakaan nuklir yaitu :

- a) Kategori 1 diasumsikan dapat memberikan kenaikan dosis radiasi sehingga dapat menimbulkan dampak kesehatan deterministik di luar daerah kerja (Off Site) dan potensi penyebaran radioaktif hingga radius 30 km, yang diberlakukan pada fasilitas Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir
- b) Kategori 2 diasumsikan dapat memberikan dampak bahaya radiasi stokastik terhadap kesehatan di luar daerah kerja (Off Site) dengan potensi penyebaran radioaktif hingga radius 5 km, yang diberlakukan pada fasilitas beberapa reaktor riset dan

fasilitas nuklir yang pernah mengalami kecelakaan.

- c) Kategori 3 adalah diasumsikan dapat memberikan dampak kenaikan dosis dan kontaminasi di dalam daerah kerja (On Site) yang diberlakukan pada fasilitas iradiasi industri dan fasilitas nuklir sejenis yang pernah terjadi.
- d) Kategori 4 adalah fasilitas yang melakukan kegiatan yang berhubungan sumber-sumber radiasi yang berbahaya, seperti radiografi industri, satelit berkekuatan nuklir atau pembangkit radiotermal, dianggap dapat memberikan kenaikan dosis radiasi pada lokasi kecelakaan.
- e) Kategori 5 adalah fasilitas yang menghasilkan produk makanan yang terkontaminasi .

Organisasi Penanggulangan Keadaan Darurat

Lingkup kajian organisasi penanggulangan keadaan darurat adalah merinci dan menjelaskan tentang struktur dan diagram organisasi, wewenang dan tanggung jawab tiap unsur organisasi, tugas dan tanggung jawab personil, hubungan dan kerjasama dengan organisasi terkait, konsep operasi dan koordinasi dengan program kedaruratan

organisasi lain. Kerjasama yang dilakukan adalah pemberitahuan bahwa tim penanggulangan akan melakukan penelitian bahaya radiasi yang terjadi dengan survei lapangan pada desa yang diperkirakan adanya radioaktif, sehingga akan dapat mengevaluasi untuk melakukan langkah-langkah perlindungan masyarakat terhadap bahaya radiasi, perkiraan penerimaan dosis masyarakat, perkiraan kerugian yang diderita masyarakat, dan memungkinkan mengevakuasi masyarakat. Untuk melaksanakan kegiatan diperlukan koordinasi antar unsur organisasi terkait dalam fungsi penanggulangan, dan prosedur kerja seperti pemberitahuan, permintaan bantuan, dan perjanjian atau dokumen tertulis dengan organisasi atau pihak pihak terkait lain untuk melaksanakan tindakan penanggulangan.

Prosedur Penanggulangan

Prosedur penanggulangan terhadap kecelakaan harus disusun berdasarkan uraian potensi bahaya radiasi seperti di uraikan di atas, dengan dilengkapi prosedur/juklak/ juknis, deteksi awal, pelaporan, tindakan penanggulangan, survei radiasi dan monitoring, pertolongan pertama dan penyelamatan korban, proteksi dan evakuasi masyarakat, dekontaminasi

korban dan peralatan, penetapan dalam keadaan darurat dan penetapan keadaan darurat telah berakhir, evaluasi dan analisis penyebab kecelakaan.

Sarana dan Prasana Pendukung

Pengusaha instalasi harus menyediakan dan mengidentifikasi fasilitas, peralatan dan sarana pendukung, dan memberikan jaminan bahwa peralatan tersebut selalu siap dipergunakan sewaktu-waktu (*stand by*). Fasilitas, peralatan dan sarana pendukung yang harus dimiliki sekurang-kurangnya adalah terdiri atas:

- sistem deteksi dini dan alarm,
- peralatan monitoring dan survey,
- peralatan dekontaminasi,
- peralatan komunikasi,
- peralatan proteksi untuk anggota masyarakat,
- persediaan tablet KI (*thyroid agent blocking*),
- prasarana evakuasi, dan
- pos koordinasi.

Program pelatihan

Untuk melaksanakan kegiatan penanggulangan tersebut di atas pengusaha instalasi harus menyusun dan melaksanakan program pelatihan dan uji coba penanggulangan secara komprehensif dan teratur, minimal satu

tahun sekali, serta mampu mengembangkan sistem tes, dan evaluasi. Program pelatihan ini dapat dilaksanakan melalui wadah Pos Kesehatan Desa (Poskesdes)⁹.

Diharapkan dengan pelatihan tersebut tanggap darurat kecelakaan nuklir dapat dicapai untuk menjamin kesiapsiagaan personil, peralatan dan tim secara keseluruhan.

Desa Siaga

Kecelakaan nuklir yang berhubungan dengan desa siaga adalah tingkat kecelakaan penyebaran radioaktif ke lingkungan. Dengan demikian pengkajian yang dilakukan harus berhubungan dengan unsur penanggulangan bahaya radiasi seperti diuraikan di atas.

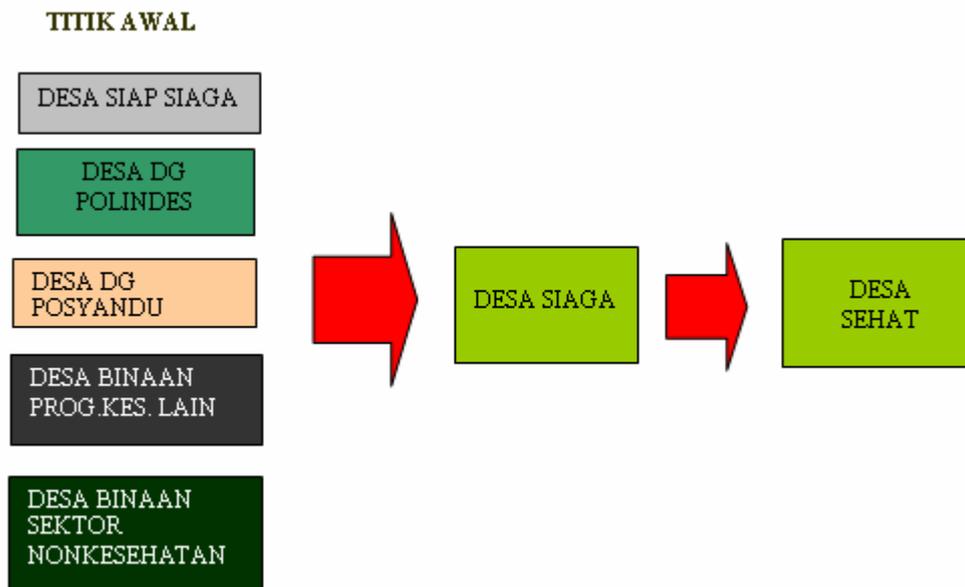
Strategi kajian untuk mencapai tujuan di atas disesuaikan dengan visi Departemen Kesehatan yaitu masyarakat yang mandiri, hidup sehat, maupun

membuat masyarakat sehat dengan cara sebagai berikut :

- Menggerakkan dan memberdayakan masyarakat untuk hidup sehat
- Meningkatkan akses masyarakat terhadap pelayanan kesehatan yang berkualitas
- Meningkatkan sistem surveilans, monitoring, dan informasi kesehatan.

Dengan demikian inti dari kegiatan desa siaga adalah memberdayakan masyarakat agar mau dan mampu untuk hidup sehat. Oleh karena itu maka dalam pengembangannya diperlukan langkah-langkah pendekatan edukatif pengetahuan tentang nuklir yang terdiri atas, pengetahuan dasar nuklir, dan risiko bahaya radiasi.

Dalam pelaksanaannya pengusaha instalasi nuklir wajib memdampingi (memfasilitasi) masyarakat untuk menjalani proses pemecahan masalah-masalah kesehatan yang berhubungan dengan bahaya radiasi.



Gambar 1. Diagram balok pendekatan pengembangan desa siaga.

Tanggap Darurat

Dari undang-undang ketenaganukliran bahwa Pengusaha Instalasi Nuklir (PIN) wajib bertanggung jawab atas kerugian nuklir yang diderita oleh pihak ketiga yang disebabkan oleh kecelakaan nuklir yang terjadi, kerugian yang ditimbulkan adalah paparan dan kontaminasi radiasi yang terpapar pada masyarakat maupun lingkungan.

Untuk mencapai pelaksanaan kesiapsiagaan nuklir secara optimal Pengusaha Instalasi Nuklir membuat elemen-elemen infrastruktur dan fungsional yang terintegrasi sedemikian rupa sehingga dapat melaksanakan penanggulangan diantaranya adalah:

- koordinasi,
- prosedur,

- bantuan logistik,
- peralatan dan training,
- pemberitahuan dan pengaktifan tim penanggulangan,
- tindakan pencegahan kecelakaan,
- tim medis,
- kepolisian,
- tindakan penanggulangan segera, dan lain-lain.

Daerah tindakan penanggulangan mencapai radius 0 s/d 30 km dari Instalasi, disebut sebagai daerah rencana penanggulangan segera *Urgent Protective Action Zone* (UPZ) yang diberlakukan berdasarkan hasil pemantauan lingkungan, dan survei lingkungan.

Salah satu elemen infrastruktur dan fungsional terintegrasi yang diperlukan adalah masyarakat yang berdomisili pada daerah yang disebutkan di atas. Dengan adanya penancangan desa siaga (penduduk yang memiliki kesiapan sumber daya dan kemampuan serta kemauan untuk mencegah dan mengatasi masalah-masalah kesehatan secara mandiri) penanggulangan bahaya radiasi dapat tercapai secara optimal. Oleh karena itu berbagai perangkat harus dipunyai setiap desa, diantaranya memiliki sistem kesiapsiagaan nuklir, penanggulangan kegawatdaruratan dan bencana berbasis masyarakat. Dengan demikian dalam pengembangan desa siaga, salah satu upaya yang dilakukan adalah mendampingi (memfasilitasi) masyarakat dengan program kesiapsiagaan nuklir sebagai proses pembelajaran pemecahan masalah masalah kesehatan yang dihadapinya.

Melalui wadah memfasilitasi masyarakat yang tersedia pada desa siaga maka penanggung jawab kesiapsiagaan nuklir dapat secara berkesinambungan memberikan pembelajaran maupun pengetahuan radiologi kepada masyarakat diantaranya adalah:

- zat radioaktif,
- koordinasi,
- dampak radiologi lingkungan,

- perlindungan diri terhadap bahaya radiasi,
- melakukan evakuasi,
- pemberian KI,
- pemberitahuan dini (*early warning*),
- pemeriksaan kesehatan ke pada masyarakat,
- latihan penanggulangan dan lain-lain.

Diharapkan dengan masyarakat memperoleh pengetahuan tentang pengendalian radioaktif, mereka akan mampu secara mandiri melakukan penanggulangan kecelakaan nuklir jika suatu saat fasilitas nuklir PLTN mengalami kecelakaan dengan tingkat *Off site*. Dengan demikian upaya memfasilitasi masyarakat yang tersedia pada desa siaga, diharapkan akan mengoptimalkan keberhasilan pelaksanaan program desa siaga, dan program kesiapsiagaan nuklir.

V. KESIMPULAN

- Dari hasil tinjauan di atas diperoleh bahwa Pembangunan PLTN di Indonesia harus memperhatikan dampak penyebaran radioaktif pada radius 30 km dari pusat instalasi.
- Pengetahuan resiko bahaya radiasi terhadap lingkungan harus diketahui

oleh masyarakat bermukim dalam radius tersebut.

- Salah satu upaya penting untuk memperkenalkan potensi bahaya kecelakaan fasilitas nuklir dan cara-cara penanggulangannya dapat dilakukan dengan memperkenalkan program kesiapsiagaan nuklir.
- Program kesiapsiagaan nuklir ini sangat tepat disosialisasikan melalui desa siaga.

DAFTAR PUSTAKA

1. ADIWARDJOJO, Pengenalan Teknologi Energi Nuklir, Biro Perlengkapan Sekertarit Jenderal, Departemen Pendidikan Nasional, Bogor, 2002
2. Peraturan Pemerintah R.I. No. 63 tahun 2000, tentang Keselamatan dan Kesehatan Terhadap Pemanfaatan Radiasi Pengion.
3. Undang-undang No. 10 tahun 1997, tentang Ketenaganukliran
4. IAEA, Safety Standards Series No.GS-G-2.1, Arrangements for Preparedness for a Nuclear or Radiological Emergency, International Atomic Energy Agency, 2007
5. ERWIN KASMA, Kecelakaan Radiasi dan Tindak Penanggulangannya, Rekualifikasi PPR Instalasi Nuklir, BAPETEN, Jakarta, Juni 2000.
6. Materi Seminar Desa Siaga, Pedoman Pengembangan Desa Siaga, Dinas

Kesehatan Kabupaten Tangerang, 20 Desember 2006.

7. Kurikulum dan Modul, Pelatihan Bidan Poskesdes Dalam Pengembangan Desa Siaga, Departemen Kesehatan RI Jakarta, 2007
8. Pedoman Umum Kesiapsiagaan Nuklir Tingkat Pusat Penelitian Tenaga Nuklir Serpong di Kawasan Puspipstek Serpong, Revisi 2, Badan Tenaga Nuklir Nasional, PPTN Serpong 2003.
9. Tanggap Darurat Bencana (Safe Community), Departemen Kesehatan RI, Jakarta, 2007.

Tanya Jawab :

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

Pertanyaan :

Makalah ini sangat menarik karena program ini wajib masuk dalam perencanaan (Planning) pada saat akan membangun PLTN pertanyaannya :

1. Bagaimana sistem/cara menyosialisasikan ke masyarakat ?
2. Agar dapat optimal, pihak-pihak apa saja yang harus terlibat ?
3. Jika sosialisasi ini dilakukan secara optimal, berapa lamakah periode yang dapat dilakukan sosialisasi secara berkala ?

Jawaban : Anthony Simanjuntak (PRSG – BATAN)

1. Melalui kebijakan pimpinan BATAN, oleh karena BATAN untuk PLTN digunakan sebagai promosi.

2. BATAN, DEPKES dan Penanggulangan Bencana Nasional.
3. Dilakukan sosialisasi kepada masyarakat (desa) sebelum PLTN dibangun dan diberikan pengetahuan tentang dasar-dasar nuklir terutama dampak bahaya radiasi dan penanggulangan dengan silabus yang rinci dengan dilaksanakan latihan kedaruratan nuklir secara berkala dan berkesinambungan.

mempunyai potensi bahaya mencapai 5 km ?

**Jawaban : Anthony Simanjuntak
(PRSG – BATAN)**

1. Selama ini secara rinci belum dilakukan mengingat bahwa SK DEPKES baru terbit tahun 2008 untuk Desa Siaga.

**2. Penanya : Yan Bony Masahala
(PRSG – BATAN)**

Pertanyaan :

1. Upaya-upaya apa sebaiknya dilakukan pemerintah (BATAN) dalam rangka mendukung program Desa Siaga khususnya program kesiapsiagaan nuklir sebagai bagian dan sosialisasi PLTN di Indonesia?

**Jawaban : Anthony Simanjuntak
(PRSG – BATAN)**

1. Melakukan komunikasi atau pertemuan dengan DEPKES yang bertanggungjawab tentang Desa Siaga agar tercapainya Desa Siaga yang benar sehingga untuk sosialisasi kesiapsiagaan nuklir pada desa yang berdomisili di sekitar PLTN mampu secara mandiri melakukan pengendalian radiasi sehingga dampak kesehatan yang lain pada Desa Siaga dapat diminimalisir.

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

Pertanyaan :

1. Bagaimana aplikasi untuk reaktor riset seperti RSG GAS yang

Setiap tahun ke enam institusi tersebut di atas berpartisipasi dalam kegiatan interkomparasi *Personal Dose Equivalent* $H_p(10)$ menggunakan TLD dan film yang diselenggarakan oleh PTKMR – BATAN. Maksud kegiatan interkomparasi ini adalah untuk mengetahui kemampuan laboratorium yang ada di Indonesia dalam memberikan pelayanan pemantauan *Personal Dose Equivalent* $H_p(10)$ untuk sinar gamma dan Sinar- X.

Sampai saat ini untuk menentukan dosis ekuivalen perorangan $H_p(10)$ dilakukan dengan cara mengalikan kerma udara K_a dengan faktor konversi $h_{pK}(10,E,a)$. Untuk lembar fantom berbentuk slab, faktor konversi dari K_a menjadi $H_p(10)$ dengan energi tunggal dapat dilihat pada ICRP Publikasi 74. Dengan demikian ketelitian dalam menentukan kerma udara sangat berperan penting dalam menentukan besaran $H_p(10)$ tersebut^{2,3}.

Dalam pertemuan para peserta Interkomparasi Pemantauan *Personal Dose Equivalent*, $H_p(10)$ pada tahun 2007 di Surabaya diusulkan supaya pada pertemuan berikutnya di Makasar pada tahun 2008 juga dilaksanakan *workshop* yang salah satu acaranya adalah interkomparasi kerma udara untuk berkas

radiasi ^{137}Cs menggunakan detektor ionisasi.

Kegiatan ini diikuti oleh Laboratorium Metrologi Radiasi Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi, BATAN yang bertindak sebagai kordinator, BPFK Jakarta, BPFK Surabaya, BPFK Makasar dan BPFK Medan sebagai peserta. Dalam kegiatan ini para peserta diharuskan menentukan sendiri laju kerma udara dari sumber radiasi ^{137}Cs menggunakan dosimeter standar dan protokol yang biasa mereka gunakan.

Tujuan dari kegiatan ini adalah untuk mengetahui kemampuan laboratorium pengevaluasi dosis perorangan yang ada di Indonesia dalam menentukan laju kerma udara berkas radiasi ^{137}Cs menggunakan peralatan, protokol dan sumber daya manusia yang dimilikinya.

II. TINJAUAN PUSTAKA

Penentuan Laju Kerma Udara

Laju kerma udara pada suatu titik pengukuran dapat ditentukan menggunakan Persamaan 1⁴ :

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

dengan

\dot{K} : laju kerma udara ($\mu\text{Gy}/\text{menit}$).

M : bacaan rata-rata dosimeter (nC/menit).

K_{pt} : faktor koreksi tekanan dan temperatur ruang.

N_k : faktor kalibrasi kerma udara ($\mu\text{Gy/nC}$).

Penentuan Deviasi Pengukuran

Deviasi hasil penentuan laju kerma udara yang diukur peserta interkomparasi terhadap laju kerma udara Fasilitas Kalibrasi Tingkat Nasional dihitung menggunakan Persamaan 2⁵ :

$$\Delta (\%) = \left| \frac{\dot{K}_{BPFK} - \dot{K}_{PTKMR}}{\dot{K}_{PTKMR}} \right| \times 100 \% \quad \dots\dots\dots (2)$$

dengan

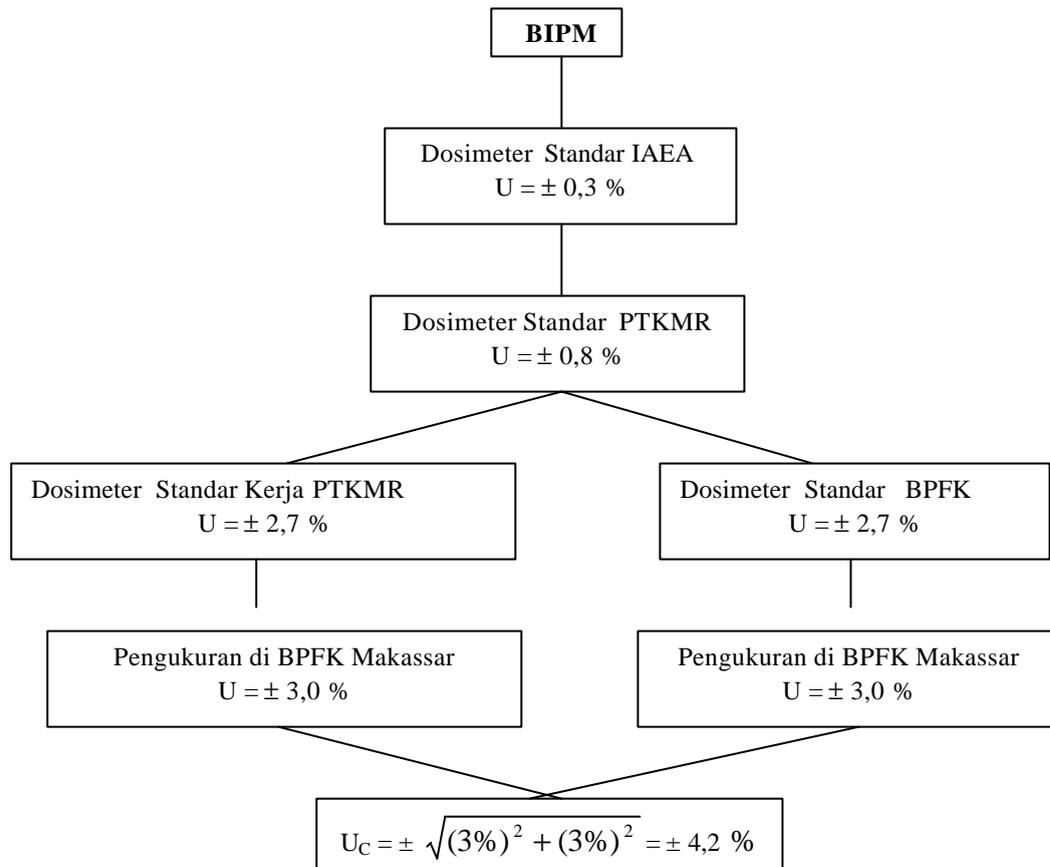
Δ : deviasi laju kerma udara (%)

\dot{K}_{BPFK} : laju kerma BPFK udara ($\mu\text{Gy/menit}$)

\dot{K}_{PTKMR} : laju kerma PTKMR udara ($\mu\text{Gy/menit}$)

Nilai deviasi yang dapat diterima adalah $\pm 4,2 \%$.

Pengambilan angka 4,2 % ini berdasarkan ketidakpastian penentuan laju kerma udara sumber radiasi ¹³⁷Cs laboratorium BPFK Makassar menggunakan dosimeter standar yang tertelusur ke laboratorium standar primer BIPM. Komponen ketidakpastian tersebut meliputi antara lain : ketidakpastian alat ukur standar, jarak, temperatur, tekanan udara dan lain-lain^{6,7}. Diagram perhitungan nilai deviasi yang dapat diterima disajikan pada Gambar 1.



Gambar 1. Diagram perhitungan besarnya deviasi yang diijinkan dalam interkomparasi.

Persamaan 2 tersebut di atas tidak memasukkan ketidakpastian yang diperoleh masing-masing peserta. Persamaan lain yang bisa juga digunakan untuk mengevaluasi perbedaan diantara hasil pengukuran laboratorium peserta dan laboratorium acuan terhadap ketidakpastian pengukuran dapat dilihat pada Persamaan 3⁸.

$$E_n = \frac{\dot{K}_{BPFK} - \dot{K}_{PTKMR}}{\sqrt{U_{BPFK}^2 + U_{PTKMR}^2}} \dots\dots\dots (3)$$

dengan

E_n : bilangan rasio bilangan E_n (Error normalised).

\dot{K}_{BPFK} : laju kerma udara BPFK ($\mu\text{Gy}/\text{menit}$).

\dot{K}_{PTKMR} : laju kerma udara PTKMR ($\mu\text{Gy}/\text{menit}$).

U_{BPFK}^2 : ketidakpastian terentang laju kerma udara BPFK ($\mu\text{Gy}/\text{menit}$).

U_{PTKMR}^2 : ketidakpastian terentang laju kerma PTKMR udara ($\mu\text{Gy}/\text{menit}$).

Nilai E_n yang dapat diterima harus berada antara +1 dan - 1.

III. PERALATAN

Sumber Radiasi

Sebagai sumber radiasi digunakan Irradiator IBT 103 milik BPFK Makassar dengan berkas radiasi gamma ^{137}Cs . Luas lapangan berkas radiasi ini pada jarak 200 cm adalah 1280 cm^2 dengan laju kerma udara sekitar $0,146\text{ mGy/menit}^9$.

Alat Ukur Radiasi

PTKMR BATAN sebagai koordinator kegiatan interkomparasi menggunakan detektor ionisasi volume 600 cc model NE 2575 no. seri 135 yang dirangkaikan dengan elektrometer Farmer model NE 2570/1B no. seri 1182. Sedangkan dosimeter standar peserta dapat dilihat pada Tabel 1 di bawah ini. Elektrometer yang digunakan dalam pengukuran dapat dilihat pada Gambar 2 dan 3.



a



b

Gambar 2. a) Elektrometer Farmer model NE 2570/1B dan NE 2670 dan b) detektor ionisasi volume 600 cc model NE 2575

Tabel 1. Peserta interkomparasi, elektrometer dan detektor yang digunakan

No.	BPFK	Elektrometer	Model/no. seri	Detektor	Model/no. seri
1.	Jakarta	Farmer	NE 2570/1B # 1249	Vol.600 cc	NE 2575# 565
2.	Surabaya	Farmer	NE 2670	Vol. 600 cc	NE 2575# 565
3.	Makassar	Farmer	NE 2670# 374	Vol. 600 cc	NE 2575# 565
4.	Medan	Standard Imaging	Max 4001 # 63072	Vol. 800 cc	Exradin A6#XQ063051



a



b

Gambar 3. a) Elektrometer Standard Imaging Max 4001 dan b) detektor ionisasi volume 800 cc model Exradin A6 #XQ063051

IV. TATA KERJA

Penentuan Laju Kerma Udara

Pengukuran laju kerma udara dilakukan pada jarak sumber radiasi ke titik acuan detektor 200 cm. Mula-mula detektor disinari selama 5 menit untuk penyinaran pendahuluan, kemudian

dilakukan pengukuran ionisasi pada jarak tersebut untuk waktu tertentu. Temperatur dan tekanan udara ruang selama pengukuran diamati. Pengambilan data dilakukan sebanyak lima buah. Susunan peralatan dalam pengukuran dapat dilihat pada Gambar 4.



Gambar 4. Susunan peralatan pada pengukuran ionisasi pesawat IBT-103 dengan sumber radiasi ^{137}Cs . Jarak sumber radiasi ke titik acuan detektor 200 cm.

V. HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil penentuan kerma udara yang dilakukan oleh PTKMR sebagai koordinator dan masing-masing peserta yang ditentukan dengan persamaan 1 dapat dilihat pada Tabel 2. Sedangkan deviasi dalam persen dan nilai En yang diperoleh dengan persamaan 2 dan 3 dapat dilihat pada tabel yang sama.

Dari Tabel 2 tersebut dapat dilihat bahwa untuk peserta No. 1, 2 dan 3 mendapatkan deviasi yang cukup baik yaitu lebih kecil dari nilai yang diijinkan sebesar 4,2 %, begitu juga dengan nilai En yang berada dalam rentang -1 dan +1. Dari tabel yang sama dapat dilihat juga bahwa peserta no. 4 mendapatkan

deviasi yang cukup besar yaitu 5,8 %, begitu juga nilai En yang lebih besar dari + 1. Dengan demikian dari empat peserta interkomparasi, satu peserta mendapatkan hasil yang kurang baik. Penyebab sementara dari kurang baiknya hasil peserta no. 4 ini adalah masa kalibrasi dosimeter yang digunakan telah habis dan dosimeter tersebut belum dikalibrasi ulang. Kemungkinan lain telah terjadi perubahan respon selama perjalanan. Untuk yang terakhir ini perlu dilakukan pengecekan stabilitas dosimeter tersebut.

Meskipun salah satu peserta mendapat deviasi yang cukup besar yaitu 5,8 % , hal tersebut belum terlalu buruk karena toleransi dosis untuk tingkat proteksi boleh ± 20 %.

Tabel 2. Perhitungan laju kerma udara, deviasi dan nilai En

No. Peserta*	M_u nC/menit	N_k $\mu\text{Gy/nC}$	\dot{K}_{BPFK} $\mu\text{Gy/menit}$	\dot{K}_{PTKMR} $\mu\text{Gy/menit}$	Deviasi (%)	Nilai En
1.	3,600	38,95	138,780	141,075	1,6	0,4
2.	2,715	51,4	139,551	141,075	1,1	0,3
3.	2,744	52,5	142,261	141,075	-0,8	-0,2
4.	2,535	52,5	132,825	141,075	5,8	1,4

* No. Peserta tidak berkaitan dengan nomor pada Tabel 1.

VI. KESIMPULAN

Dari hasil dan pembahasan di atas dapat disimpulkan bahwa meskipun satu peserta mendapatkan deviasi yang berada di luar batas yang diijinkan namun secara umum hasil ini cukup memuaskan

SARAN

Kegiatan interkomparasi ini sangat bermanfaat untuk menguji kinerja alat ukur radiasi standar dan kemampuan teknik sumber daya manusia. Dengan demikian kegiatan semacam ini perlu dilanjutkan di masa yang akan datang. Selain itu juga kegiatan ini dilakukan juga dengan berkas radiasi sinar-X

DAFTAR PUSTAKA

1. Laporan Kegiatan Interkomparasi 2008, Laboratorium Metrologi Radiasi Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi- BATAN, 2008
2. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS (ICRU), "Determination of Dose Equivalents Resulting from External Radiation Sources", ICRU, Bethesda, MD, 1985.
3. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION (ICRP), "Conversion Coefficients for Use in Radiological Protection against External Radiation", ICRP Publication 74, Oxford, 1977.
4. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Technical Report Series No. 16, Calibration of Radiation Protection Monitoring Instruments, IAEA, Vienna, 2000.
5. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Intercomparison Procedures in the Dosimetry of Photon Radiation. TRS No. 182, IAEA, Vienna, 1978.
6. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, "Draft of Calibration Certificate No. INS/2007/03", IAEA, Vienna, 2007.
7. INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, "Guidelines to the expression of uncertainty of the measurement", ISO, Geneva, 1995.
8. INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION/ INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION Guide 43-1, Proficiency testing by interlaboratory comparison, ISO, Switzerland, 1997.
9. Laporan Kegiatan Interkomparasi Pemantauan *Personal Dose Equivalent*, Hp(10), Laboratorium Metrologi Radiasi, Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi, BATAN, Jakarta, 2006.

PENGOLAHAN BIJIH URANIUM EKO REMAJA HASIL ROS : PELINDIAN

Sugeng Walujo, Hafni Lissa Nuri, Mukhlis, Sujono, Widowati, Arief Subiyanto
Pusat Pengembangan Geologi Nuklir - BATAN

ABSTRAK

PENGOLAHAN BIJIH URANIUM EKO REMAJA HASIL ROS : PELINDIAN. Pengolahan bijih U Eko Remaja (BM 179) dengan kadar 1.000 ppm tanpa ROS (Radiometric Ore Sorting) pada skala laboratorium maupun skala pilot telah selesai dilakukan dan diperoleh rekovery rata rata 90 % dan 88,92 %. Untuk meningkatkan efisiensi pengolahan dan rekovery U maka telah dilakukan ROS pada bijih BM 179, sehingga kadar U meningkat dari 1.000 ppm menjadi 8.700 ppm dan bijih bisa direduksi 86,7 %. Pada kegiatan ini dilakukan penelitian pelindian bijih BM 179 hasil ROS sebagai langkah awal pengolahan yang bertujuan untuk mencari kondisi optimal pelindian BM 179 hasil ROS. Pada kegiatan ini dilakukan penelitian dengan parameter pengaruh konsumsi asam, konsumsi oksidator dan waktu pelindian. Sebagai parameter tetap adalah : ukuran bijih – 48 mesh, persen solid 50 % dan temperatur 80 °C. Dari hasil percobaan diperoleh kondisi optimal pelindian yaitu konsumsi $H_2SO_4 = 100$ kg/ton, $MnO_2 = 15$ kg/ton dan waktu pelindian = 8 jam, dengan rekovery pelindian U = 96,8 % , disamping itu apabila dibandingkan dengan hasil pelindian bijih BM 179 tanpa ROS maka dengan ROS diperoleh efisiensi $H_2SO_4 = 89,33$ % dan $MnO_2 = 92$ %.

Kata kunci : ROS, Pengolahan bijih U, Pelindian, Eko Remaja

ABSTRACT

EKO REMAJA URANIUM PROCESSING ROS YIELD : LEACHING. Processing on U Eko Remaja (BM 179) by content of 1.000 ppm without ROS (Radiometric Ore Sorting) both in laboratory and pilot scales has been conducted with the average recovery obtained as much as 90 and 88.92 %. In order to increase the efficiency of processing and U recovery, Radiometric Ore Sorting has been conducted to BM 179 ore, so that the content of U has increased from 1.000 ppm to 8.700 ppm and ores can be reduced to 86.7 %. Leaching experiment on BM 179 ore, ROS yield, conducted as a previous processing step, aimed to find out optimally condition of the leaching. The parameters involved are acid and oxidator consumptions as well as time of leaching, whereas the constant parameters are ore size – 48 mesh, solid percentage of 50 % and temperature at 80 OC. Optimally leaching conditions obtained respectively : consumption of $H_2SO_4 = 100$ Kg/ton, $MnO_2 = 15$ Kg/ton and time of leaching = 8 hours and recovery of U = 96.8 %. Compared to ore leaching of BM 179 without ROS, the efficiency with ROS results respectively $H_2SO_4 = 89.33$ % and $MnO_2 = 92$ %.

Key words : ROS, U Ore processing, Leaching, Eko Remaja

I. PENDAHULUAN

Bijih uranium dari hasil penambangan biasanya masih banyak mengandung campuran kalsit, dolomit,

magnetit, silika, sulfida, besi, molibdenum dsb. Selama proses pelindian unsur unsur tersebut akan bereaksi dengan asam sulfat sehingga

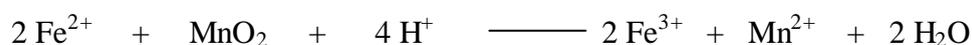
akan memperbesar kebutuhan asam yang diperlukan¹. Untuk mengatasi hal tersebut maka dapat dilakukan “Ore dressing” atau proses pendahuluan terhadap bijih U sebelum proses pelindian dengan tujuan mengurangi/memperkecil jumlah pengotor dan meningkatkan kadar U di dalam bijih sebagai umpan pelindian. “Ore dressing” dengan ROS (Radiometric Ore Sorting) pada bijih BM 179 hasilnya dapat mereduksi jumlah bijih dari 30 kg menjadi 4 kg serta meningkatkan kadar U rata-rata dari 1.000 ppm menjadi 8.700 ppm.

Pengolahan bijih U Eko Remaja BM 179 tanpa ROS baik skala laboratorium maupun skala “Pilot” di Lemajung Kalimantan Barat telah selesai dilakukan. Hasil pelindian dengan umpan rata-rata 1000 ppm, pada skala laboratorium rekovery U rata-rata 90 %,

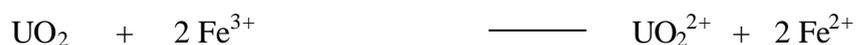
kebutuhan H₂SO₄ sekitar 125 kg/ton dan oksidator MnO₂ 20 kg/ton sedangkan pada skala pilot diperoleh rekovery U rata-rata 88,92 % dengan kebutuhan H₂SO₄ sekitar 125 kg/ton dan oksidator MnO₂ 25 kg/ton².

Dalam rangka meningkatkan efisiensi dan rekovery U dari pengolahan, khususnya pelindian dari bijih BM 179 maka dilakukan penelitian proses pelindian dalam skala laboratorium terhadap bijih BM 179 dengan ROS yang bertujuan untuk mencari kondisi optimal pelindian. Pada penelitian ini, dilakukan pelindian asam dengan menggunakan asam kuat (H₂SO₄) dan oksidator MnO₂ untuk merubah U⁴⁺ menjadi U⁶⁺ supaya mudah larut dalam asam sulfat. Reaksi kimia yang terjadi pada pelindian asam adalah sebagai berikut :^{3,4}

1. Reaksi oksidasi ion ferro :



2 Reaksi oksidasi uranium valensi 4



3 Reaksi pelarutan ion uranium valensi 6



Faktor yang berpengaruh pada pelindian adalah ukuran bijih, jumlah pelarut, oksidator, temperatur dan waktu pelindian³. Pada kegiatan ini dilakukan penelitian dengan parameter pengaruh konsumsi asam, konsumsi oksidator dan waktu pelindian, sedangkan kondisi tetapnya adalah ukuran bijih (- 48 mesh), persen solid 50 % dan suhu 80 °C. Apabila hasil pelindian bijih uranium BM 179 ROS bisa memberikan nilai tambah, untuk efisiensi pengolahan dan rekoveri U maka penelitian akan dilanjutkan.

II. BAHAN DAN METODA

Bahan :

Bijih U Eko Remaja BM 179, H₂SO₄, MnO₂, air, kertas saring dan bahan kimia analisis.

Alat :

Magnetik stirer, pH meter, vacuum filter, *stop watch*, peralatan gelas, SPP 2 NF dan spektrofotometer.

Preparasi bijih BM 179 ROS .

Bijih Eko Remaja BM 179 ukuran (2-10 cm) diambil sebanyak 30 kg bijih kemudian dilakukan pengukuran cps dari setiap bongkahan bijih dan didapatkan hasil dengan 1000-4000 cps sebanyak 4 kg. Bijih kemudian digerus dengan “crusher”, “ball mill” dan diayak sehingga diperoleh ukuran partikel – 48

mesh, kemudian disampling, diambil contohnya untuk analisis dan ditimbang masing masing 100 gr untuk umpan penelitian.

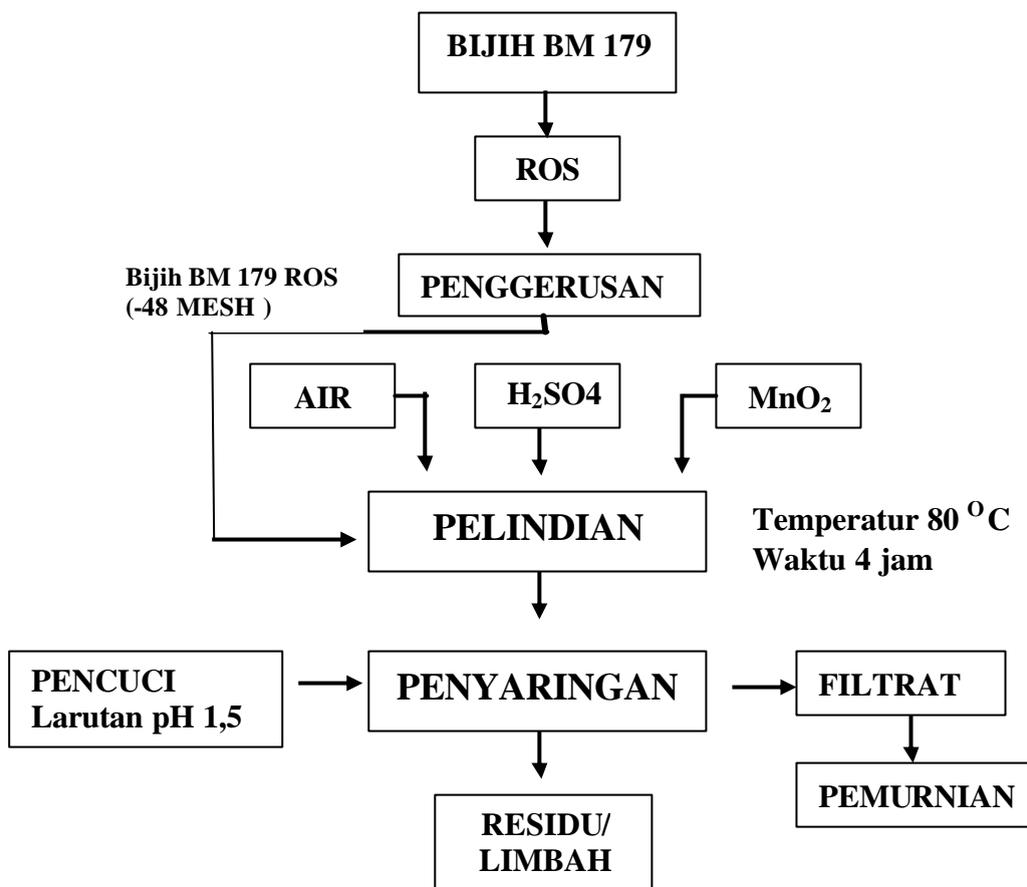
Proses pelindian

1. Pengaruh konsumsi asam (H₂SO₄). Mula-mula ditimbang 100 gr bijih BM 179 ROS berukuran - 48 mesh, masukkan ke dalam gelas beker. Setelah itu tambahkan air sebanyak 100 ml sehingga konsentrasi padatan menjadi 50 % kemudian panaskan sampai suhu 60 °C setelah itu masukkan H₂SO₄ dengan variasi konsumsi 60, 70, 80, 90, 100 dan 110 kg/ton dan panas dinaikkan sehingga suhu mencapai 80 °C, setelah 1 jam tambahkan oksidator MnO₂ 20 kg/ton. Pelindian mulai dihitung setelah penambahan oksidator selesai pada suhu 80 °C dan pelindian dilakukan selama 4 jam. Ukur pH dan EH hasil pelindian, setelah waktu tercapai lakukan penyaringan dan pencucian residu dengan larutan pH 1,5 sebanyak 3 kali, ukur volume filtrat, residu dikeringkan dan ditimbang serta dianalisis untuk kadar U dan Fe.
2. Pengaruh konsumsi MnO₂. Timbang 100 gr bijih BM 179 ROS berukuran - 48 mesh, masukkan ke dalam gelas beker. Tambahkan air sebanyak 100 ml sehingga

konsentrasi padatan menjadi 50 % kemudian panaskan sampai suhu 60 °C, setelah itu masukkan H₂SO₄ dengan konsumsi tetap dari hasil percobaan No 1, panas dinaikkan sehingga suhu mencapai 80 °C , setelah 1 jam tambahkan oksidator MnO₂ dengan variasi 10,00; 12,50; 15,00; 17,50; 20,0 dan 22,50 kg/ton . Pelindian mulai dihitung setelah penambahan oksidator pada suhu 80°C dan pelindian dilakukan selama 4 jam. Ukur pH dan EH hasil pelindian, setelah waktu tercapai lakukan penyaringan dan pencucian residu dengan larutan pH 1,5 sebanyak 3 kali, ukur volume filtrat hasil pelindian, residu dikeringkan dan timbang serta analisis untuk kadar U dan Fe.

3. Pengaruh waktu pelindian . Timbang 100 gr bijih BM 179 ROS berukuran – 48 mesh, masukkan ke dalam gelas beker. Tambahkan air sebanyak 100 ml sehingga konsentrasi padatan menjadi 50 % kemudian panaskan sampai suhu 60 °C, setelah itu masukkan H₂SO₄ dengan konsumsi tetap dari hasil percobaan No 1, panas dinaikkan sehingga mencapai 80 °C ,

setelah 1 jam tambahkan oksidator MnO₂ dengan kondisi tetap pada percobaan No 2. Pelindian mulai dihitung setelah penambahan oksidator pada suhu 80 °C dengan variasi waktu pelindian 4; 5; 6; 7 dan 8 jam. Ukur pH dan EH hasil pelindian, setelah waktu tercapai lakukan penyaringan dan pencucian residu dengan larutan pH 1,5 sebanyak 3 kali, ukur volume filtrat hasil pelindian, residu dikeringkan dan ditimbang serta analisis untuk kadar U dan Fe.



Gambar 1. Diagram alir proses pelindian uranium

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Tabel 1 . Hasil ROS bijih BM 179

NO	UMPAN BIJIH	BERAT (kg)	CACAH (cps)	KADAR U RATA RATA (ppm)	BERAT U (gr)
1	Tanpa ROS	30,00	0 s/d 3.000	1.000,00	30,00
2	Hasil ROS	4,00	1.000 s/d 3.000	8.700,00	34,40

Tabel 2. Hasil rekoveri pelindian dengan pengaruh konsumsi asam

NO	KONDISI AWAL BIJIH		KONSUMSI ASAM (kg/ton)	HASIL PELINDIAN						
	pH	EH		FILTRAT		RESIDU	KADAR		REKOVERI	
				pH	EH	BERAT (gram)	U (ppm)	Fe (ppm)	U (%)	Fe (%)
1	7,23	74	70	1,23	714	96,8	1.020,5	2.586,2	88,75	22,98
2	7,36	75	80	1,19	727	96,5	986,0	2.570,0	89,16	23,70
3	7,26	78	90	1,09	740	96,1	815,5	2.569,2	91,07	24,04
4	7,12	101	100	1,01	734	95,6	731,0	2.214,2	92,04	31,82
5	6,49	93	110	0,89	741	95,4	659,4	2.323,0	92,83	34,88

Kondisi proses : Temperatur = 80 °C, Waktu pelindian = 4 jam.

Persen solid = 50 %, Konsumsi MnO₂ = 20 kg/ton

Berat umpan = 100 gr

Kadar U = 8.780,625 ppm, Kadar Fe = 3.250,75 ppm

Tabel 3. Hasil rekoveri pelindian dengan pengaruh konsumsi oksidator

NO	KONDISI AWAL BIJIH		KONSUMSI OKSIDATOR (KG/TON)	HASIL PELINDIAN						
	pH	EH		FILTRAT		RESIDU	KADAR		REKOVERI	
				pH	EH	BERAT (gram)	U (ppm)	Fe (ppm)	U (%)	Fe (%)
1	6,97	83	10,0	1,06	745	95,6	807,9	2.375,2	91,34	30,29
2	7,03	85	12,5	1,02	759	95,4	800,3	2.327,0	91,43	31,54
3	7,04	86	15,0	1,00	762	95,4	784,4	2.353,0	91,61	31,09
4	7,03	77	17,5	1,03	770	95,4	783,4	2.329,0	91,62	31,79
5	7,17	123	20,0	1,01	780	95,3	781,1	2.329,7	91,65	31,85
6	7,13	104	22,5	1,01	757	95,4	780,6	2.328,5	91,65	31,81

Kondisi proses : Temperatur = 80 °C, Waktu pelindian = 4 jam.

Persen solid = 50 %, Konsumsi H₂SO₄ = 100 kg/ton

Berat umpan = 100 gr

Kadar U = 8.780,625 ppm, Kadar Fe = 3.257,60 ppm

Tabel 4. Hasil rekoveri pelindian dengan pengaruh waktu pelindian

NO	KONDISI AWAL BIJIH		WAKTU PELINDIAN (JAM)	HASIL PELINDIAN						
	pH	EH		FILTRAT		RESIDU	KADAR		REKOVERI	
				pH	EH	BERAT (gram)	U (ppm)	Fe (ppm)	U (%)	Fe (%)
1	7,17	123	4	1,01	750	95,3	742,9	2.329,7	92,06	31,85
2	7,09	188	5	1,02	755	95,0	645,0	2.365,5	93,02	30,86
3	7,18	185	6	1,03	752	94,7	570,62	2.401,1	93,84	29,78
4	6,78	141	7	1,02	754	94,4	451,7	2.409,1	95,14	30,03
5	7,16	183	8	1,01	753	94,2	297,35	2.345,5	96,80	32,03

Kondisi proses : Temperatur = 80 °C, Persen solid = 50 %.

Konsumsi MnO₂ = 15 kg/ton , H₂SO₄ = 100 kg/ton,

Berat umpan = 100 gr

Kadar U = 8.780,625 ppm, Kadar Fe = 3.250,70 ppm

Tabel 5. Efisiensi pelindian hasil ROS bijih BM 179

NO	BIJIH BM 179	JUMLAH BIJIH (Kg)	JUMLAH U (Gram)	KONSUMSI REAGEN (Kg/TON)		WAKTU PELINDIAN (Jam)	REKOVERI PELINDIAN (%)	KET
				H ₂ SO ₄	MnO ₂			
1	Tanpa ROS (Lab) ^[4]	30,00	30,00	125,00	20,00	14	90,00	Pelindian dengan ROS diperoleh reduksi umpan 86,7 %, efisiensi asam 89,23 % efisiensi oks 92 %
	(Pilot) ^[2]	30,00	30,00	125,00	25,00	8	88,92	
2	ROS	4,00	34,80	100,00	15,00	8	96,80	

Kadar u rata rata (tanpa ROS) = 1. 000 ppm

Kadar u rata rata (ROS) = 8. 700 ppm

Pada Tabel 1 terlihat bahwa proses "Ore dressing" dengan cara ROS (Radiometric Ore Sorting) untuk bijih Uranium asal Eko Remaja BM 179 dapat mereduksi umpan untuk pelindian dari 30 kg menjadi 4 kg atau dapat mengurangi pengotor kurang lebih 86,7 %. Hasil pelindian dengan pengaruh konsumsi asam (Tabel 2) diperoleh kebutuhan asam optimal pada 100 kg/ton dengan rekovery U = 92,0%; Fe = 31,82 % dan pH filtrat akhir 1, kondisi tersebut dipilih karena rekovery U cukup tinggi dan Fe nya cukup rendah serta kondisi keasaman filtrat (pH) mendekati proses lanjutan (pemurnian) sehingga tidak perlu lagi melakukan pengkondisian.

Hasil pelindian pengaruh oksidator (Tabel 3) diperoleh jumlah oksidator optimal pada 15 kg/ton dengan rekovery U = 91,61 % dan Fe = 31,09 %. Kebutuhan oksidator dari 15 kg/ton sampai dengan 22,5 kg/ton menghasilkan rekovery U yang hampir sama, hal ini menunjukkan bahwa kondisi pelindian sudah stabil tetapi rekovery U bisa ditingkatkan dengan menaikkan waktu pelindian.

Hasil pengaruh waktu pelindian (Tabel 4) diperoleh waktu pelindian optimal pada 8 jam dengan rekovery U = 96,80 % dan Fe = 32,03 %. Berdasarkan pengalaman proses pelindian dengan bijih

Eko Remaja tanpa ROS apabila waktu dinaikkan lebih besar 8 jam tidak akan menaikkan rekovery U yang dihasilkan.

Untuk menghitung efisiensi yang dihasilkan dengan membandingkan bijih Eko Remaja BM 179 tanpa ROS (Tabel 5) maka mengolah bijih dengan ROS bisa direduksi sampai 86,7 % dan diperoleh efisiensi asam sulfat (H_2SO_4) untuk pelindian = 89,33 % dan efisiensi oksidator MnO_2 = 92 % , dengan demikian penelitian akan dilanjutkan .

III. KESIMPULAN

Telah dilakukan ROS (Radiometric Ore Sorting) pada bijih Eko Remaja BM 179 dan diperoleh reduksi bijih sebagai umpan pelindian sebesar 86,7 % serta kadar uranium naik dari 1.000 ppm menjadi 8.780,825 ppm. Pada pelindiannya diperoleh kondisi optimal sebagai berikut : Ukuran bijih – 48 mesh, persen solid 50 % dan temperatur 80 °C. Konsumsi H_2SO_4 = 100 kg/ton, MnO_2 = 15 kg/ton dan waktu pelindian = 8 jam, dengan rekovery pelindian U = 96,8 %, disamping itu apabila dibandingkan dengan hasil pelindian bijih BM 179 tanpa ROS maka dengan ROS diperoleh efisiensi H_2SO_4 = 89,33 % dan MnO_2 = 92 % .

DAFTAR PUSTAKA

1. ACHMAD SOROT S. DKK,
“Pengolahan Bijih Uranium Eko
Remaja Kalan Skala Teknik“,
Laporan hasil penelitian, P2BGGN
BATAN, Jakarta, 1991.
2. MERRIT ROBERT C. “The
Extractive Metallurgy of Uranium”,
Colorado School of Mines Research
Institute, 1971
3. CLEGG JOHN W. & FOLEY DENIS
D., “Uranium Ore Processing”,
Addison Wesley Publishing Company
Inc., Reading Massachusetts USA,
1958.
4. MEETING ON URANIUM
EXPLORATION, MINING, AND
EXTRACTION, National Atomic
Energy Agency, Nuclear Minerals
Development Center, Jakarta, August
31, 1995.

kegiatannya, baik di lapangan maupun di laboratorium, pada umumnya melakukan penanganan bahan radioaktif alam yang berpotensi menimbulkan bahaya kontaminasi zat radioaktif di udara maupun permukaan, baik pada permukaan alat, meja, lantai ataupun perkakas lainnya. Radionuklida pemancar alpha berumur panjang seperti ^{238}U maupun ^{230}Th , bila masuk ke dalam jaringan tubuh (kontaminasi interna) akan terjadi interaksi dengan sel organ tubuh yang menimbulkan proses ionisasi langsung. Karena radiasi alpha memiliki energi yang besar serta daya ionisasinya yang besar pula, sehingga dapat berakibat pada kerusakan sel organ tubuh. Kerusakan sel sangat tergantung dari banyaknya akumulasi radionuklida, lamanya mengendap di dalam tubuh dan sensitivitas suatu organ tubuh. Kerusakan tersebut dalam masa yang cukup lama dapat menjadi kanker ganas. Sesuai SK. No. 12/Ka. BAPETEN/VI-99, tentang Ketentuan Keselamatan Kerja Penambangan dan Pengolahan Bahan Galian Radioaktif harus dilakukan pengukuran kontaminasi radioaktif di udara daerah kerja maupun permukaan pada struktur dan peralatan untuk memperkirakan hasil guna sistem pengendalian debu dan menentukan langkah-langkah dalam mempersempit peluang masuknya zat radioaktif ke dalam tubuh². Untuk memenuhi kebutuhan tersebut, di setiap ruangan yang digunakan untuk menangani bahan radioaktif serbuk harus dilengkapi sistem

ventilasi yang baik (*exhaust fan*) dan alat pelindung diri yang memadai (masker, sarung tangan, pelindung kepala dan lain-lain).

Tujuan pemantauan adalah untuk memperoleh data tingkat kontaminasi permukaan di laboratorium yang ada di PPGN sehingga dapat dilakukan pencegahan dini dan penanggulangan bahaya radiasi yang mungkin terjadi akibat adanya kontaminasi permukaan yang melebihi batas yang ditentukan oleh Badan Pengawas Tenaga Nuklir. Batas umum kontaminasi permukaan tertinggi untuk uranium dan thorium 4 Bq/cm^2 atau $10^{-4} \mu\text{Ci/cm}^2$, namun untuk permukaan kulit tidak boleh melebihi $0,37 \text{ Bq/cm}^2$ atau $10^{-5} \mu\text{Ci/cm}^2$. Pemantauan kontaminasi permukaan dilakukan dengan dua metoda yaitu dengan metoda uji usap dan pengukuran langsung. Namun pada kegiatan ini hanya digunakan dengan metoda pengukuran langsung menggunakan surveymeter kontaminasi Model 3 Ludlum dikombinasi dengan detektor total (alpha, beta, gamma) Model 44-9 Ludlum. Daerah radiasi yang dipantau meliputi laboratorium prostek, hydromet dan gudang/lab preparasi bijih (Bidang G&PBGN), laboratorium dan gudang PL&KL (Bidang K&L) dan laboratorium mineralogi dan geokimia (Bidang Eksplorasi). Kegiatan ini merupakan usulan kegiatan penunjang penelitian dari Bidang Keselamatan dan Lingkungan dengan kode No. PPGN/5/K/08/2007.

TATA KERJA

1. Alat yang digunakan

Pemantauan kontaminasi permukaan di daerah kerja dilakukan dengan menggunakan surveymeter kontaminasi Ludlum Model-3 dikombinasi dengan detektor total (α , β , γ).



Gambar 1.

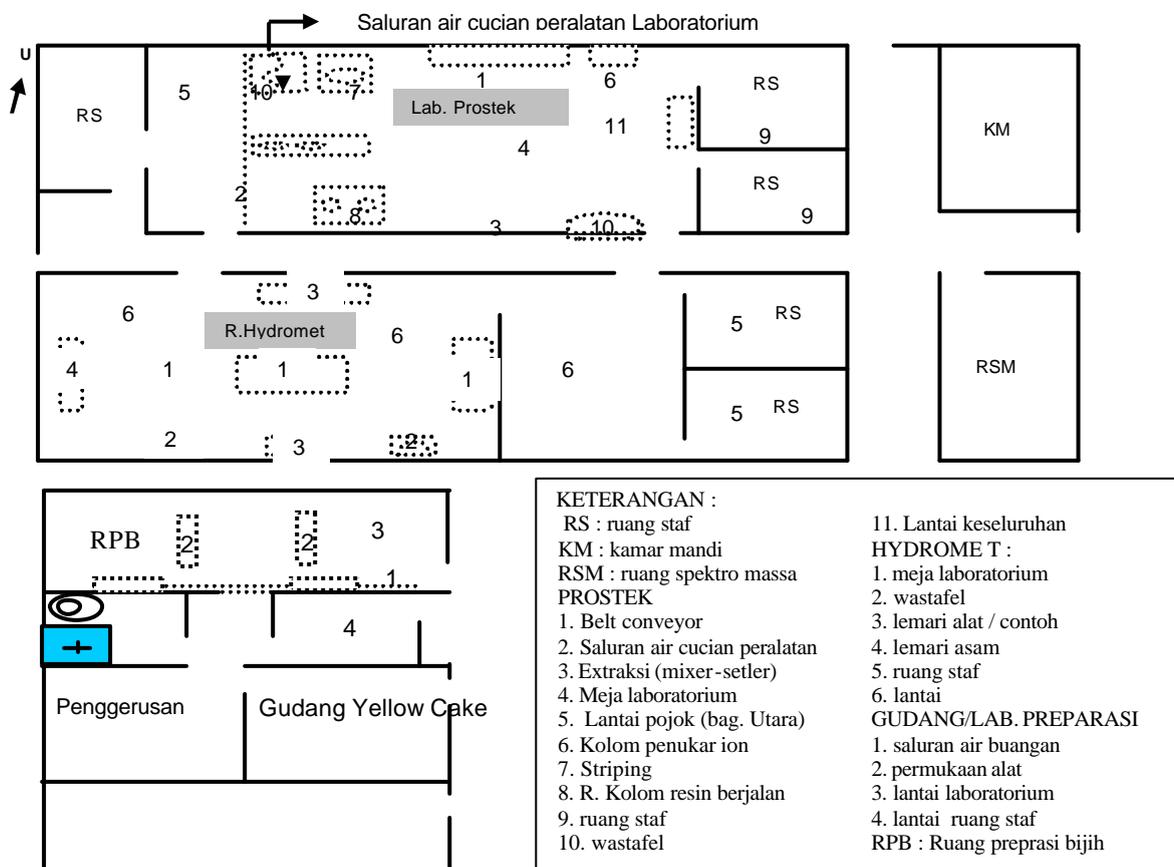
Surveimeter Ludlum Model-3 dengan detektor total (α , β , γ) Ludlum Model 44-9

2. Lokasi pemantauan

Lokasi pemantauan adalah daerah kerja laboratorium yang ada di Bidang Geologi & Pertambangan Bahan Galian Nuklir, Bidang Keselamatan dan Lingkungan dan Bidang Eksplorasi.

a. Pemantauan di Lab. Prostek dan Hydrometalurgi Bidang G&PBGN.

Pemantauan meliputi ruangan laoratorium Proses dan Teknologi dan laoratorium Hydrometalurgi, preparasi bijih/gudang dan beberapa ruang staf. Lokasi pengukuran dapat dilihat pada Gambar 2 di bawah ini.



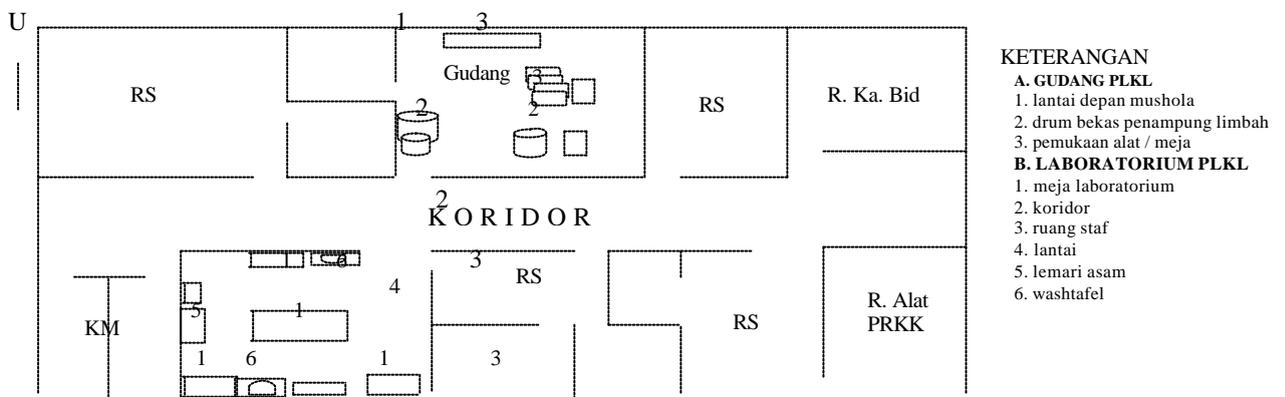
Gambar 2. Denah Lokasi Pengukuran di Lab. Prostek dan Hydromet Bidang G&PBGN

b. Pemantauan di Lab. PLKL Bidang Keselamatan dan Lingkungan

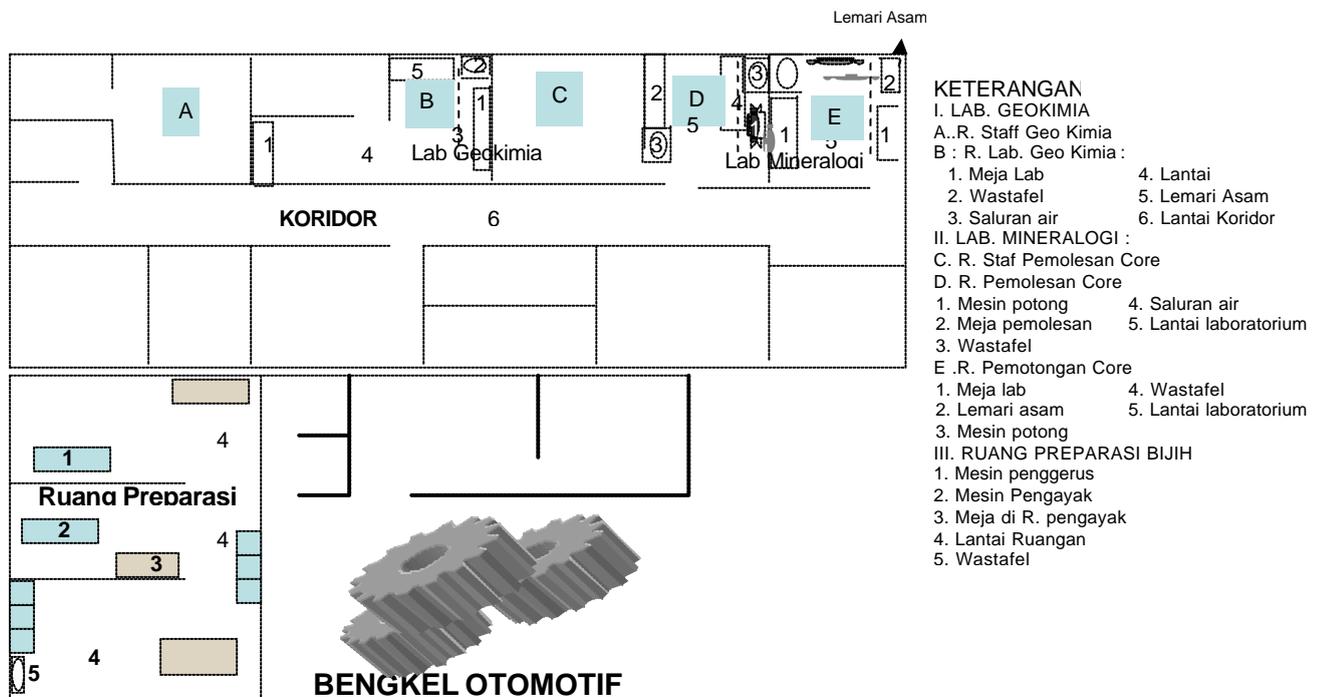
Lokasi pemantauan kontaminasi permukaan di Bidang Keselamatan dan Lingkungan terutama di laboratorium pengolahan limbah dan proteksi radiasi seperti tertera pada denah lokasi pengukuran (Gambar 3).

c. Pemantauan di Lab. Mineralogi dan Geokimia Bidang Eksplorasi.

Lokasi pemantauan meliputi ruangan pemotongan batu dan pemolesan contoh di laboratorium mineralogi, laboratorium geokimia dan ruang preparasi bijih (Gambar 4).



Gambar 3. Denah Lokasi Pengukuran Lab. PLKL di Bidang Keselamatan dan Lingkungan



Gambar 4. Denah Lokasi Pengukuran di Lab. Mineralogi dan Geokimia Bidang Eksplorasi

Pemantauan dilakukan dengan pengukuran kontaminasi pada permukaan lantai, peralatan dan sarana lain di dalam daerah kerja (laboratorium) yang berpotensi terjadi kontaminasi.

Perhitungan untuk mendapatkan tingkat kontaminasi permukaan sebenarnya, pembacaan dari alat surveymeter kontaminasi dikalikan dengan faktor kalibrasi dari alat ukur tersebut, sehingga didapatkan nilai satuan kontaminasi dalam Bequerel per cm². Untuk menghitung tingkat kontaminasi permukaan (Tk) digunakan persamaan sebagai berikut :

$$Tk = cpm \cdot Fk \cdot \frac{Bq/cm^2}{cpm} \dots\dots\dots (1)$$

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

a. Hasil pengukuran kontaminasi permukaan daerah kerja laboratorium Proses dan teknologi, Hydrometalurgi dan gudang/ruang preparasi bijih laboratorium analisis kontrol Bidang Geologi dan Pertambangan Bahan Galian Nuklir terlihat pada Tabel 1.

Tabel 1. Hasil pengukuran kontaminasi permukaan laboratorium Prostek, Hydrometalurgi dan gudang/ruang preparasi bijih Bidang G&PBG

No	Lokasi Pengukuran	2006	2007
	RUANG PROSTEK :	Bq/cm ²	Bq/cm ²
1.	Belt Conveyor	0,168 – 0,378	0,142 – 0,690
2.	Saluran Air Cucian Peralatan Lab.	0,252 – 2,52	0,252 – 3,000
3.	Ekstraksi (<i>mixer-settler</i>)	0,126 – 6,51	-
4.	Meja Laboratorium	0,126 – 0,21	0,126 – 0,552
5.	Lantai pojok (bag. Utara)	0,168 – 1,26	0,142 – 2,250
6.	Colom Penukar Ion	0,126 – 0,21	0,110 – 0,552
7.	Striping	0,126 – 0,252	0,126 – 0,675
8.	R. Kolom Resin Berjalan	0,42 – 0,231	0,142 – 0,825
9.	Ruang Staf	0,126 – 0,168	0,088 – 0,552
10.	Wastafel	0,126 – 0,252	0,126 – 0,828
11.	Lantai keseluruhan	0,126 – 0,21	0,126 – 0,690
	RUANG HYDROMET		
1.	Meja Laboratorium	0,126 – 0,252	0,110 – 0,552
2.	Wastafel	0,126 – 0,294	0,126 – 0,675
3.	Lemari Alat/Contoh	0,126	0,110 – 0,525
4.	Lemari Asam	0,126 – 0,294	0,126 – 0,552
5.	Ruang Staf	0,126 – 0,168	0,126 – 0,675
6.	Lantai	0,126 – 0,21	0,126 – 0,450
	GUDANG GTPBGN		
1.	Saluran Air Buangan	0,84 - 2,52	0,220 – 1,675
2.	Permukaan Alat	0,168 – 0,525	0,126 – 0,675
3.	Lantai Laboratorium	0,168 – 0,42	0,126 – 0,450
4.	Lantai Ruang Staf	0,126 – 0,168	0,088 – 0,375

b. Hasil pengukuran kontaminasi permukaan laboratorium PLKL Bidang Keselamatan dan Lingkungan terlihat pada Tabel 2.

c. Hasil pengukuran kontaminasi permukaan daerah kerja laboratorium Mineralogi, Geokimia dan Ruang preparasi bijih Bidang Eksplorasi terlihat pada Tabel 3.

Tabel 2. Hasil pengukuran kontaminasi permukaan laboratorium PLKL Bidang Keselamatan dan Lingkungan.

No	Lokasi Pengukuran	2006 Bq/cm ²	2007 Bq/cm ²
A. GUDANG PLKL			
1.	Lantai depan Mushola	1,365	0,088 - 2,250
2.	Drum Limbah	0,168 - 1,323	0,110 - 1,125
3.	Permukaan alat/meja	0,168 - 0,210	0,088 - 0,450
B. LAB. PLKL			
1.	Meja laboratorium	0,168 - 0,210	0,088 - 0,525
2.	Koridor	0,168 - 0,210	0,088 - 0,600
3.	Ruang Staf	0,147 - 0,231	0,088 - 0,375
4.	Lantai	0,210 - 0,252	0,110 - 0,450
5.	Lemari Asam	0,126 - 0,210	0,088 - 0,450
6.	Washtafel	0,147 - 0,252	0,110 - 0,675

Tabel 3. Hasil pengukuran kontaminasi permukaan laboratorium Mineralogi, Geokimia dan Ruang preparasi bijih Bidang Eksplorasi

NO	Lokasi	2006 (Bq/cm ²)	2007 (Bq/cm ²)
R. Pemotongan			
1.	Meja Laboratorium	0,126 - 0,220	0,126 - 0,690
2.	Lemari Asam	0,126 - 0,176	0,126 - 0,552
3.	Mesin Potong	0,176 - 0,264	0,110 - 0,828
4.	Wastafel	0,126 - 0,176	0,110 - 0,552
5.	Lantai Laboratorium	0,088 - 0,220	0,088 - 0,621
R. Pemolesan			
1.	Mesin Potong	0,440 - 0,880	0,168 - 2,625
2.	Meja Pemolesan	0,126 - 0,330	0,126 - 1,035
3.	Wastafel	0,176 - 0,220	0,126 - 0,828
4.	Saluran Air	0,176 - 0,484	0,168 - 1,518
5.	Lantai Laboratorium	0,088 - 0,176	0,088 - 0,552
R. Lab. Geokimia			
1.	Meja Laboratorium	0,088 - 0,352	0,088 - 1,104
2.	Wastafel	0,126 - 0,352	0,088 - 1,104
3.	Saluran Air	0,126 - 0,220	0,126 - 0,690
4.	Lantai	0,126 - 0,220	0,126 - 0,690
5.	Lemari Asam	0,088 - 0,264	0,088 - 0,828
6.	Lantai Koridor	0,088 - 0,176	0,126 - 0,552
R. Preparasi Geokimia			
1.	Mesin Penggerus	0,176 - 0,264	0,126 - 0,828
2.	Mesin Pengayak	0,176 - 0,440	0,126 - 1,380
3.	Meja di Ruang Pengayak	0,176 - 0,330	0,088 - 1,035
4.	Lantai laboratorium	0,126 - 0,220	0,088 - 0,690
5.	Wastafel	0,088 - 0,176	0,126 - 0,552

Keseluruhan hasil pengukuran kontaminasi permukaan daerah kerja radiasi di PPGN berkisar (0,088 – 3,000) Bq./cm², tingkat kontaminasi tertinggi berada di dalam saluran air buangan ruang proses dan teknologi. Batas umum kontaminasi permukaan yang disebabkan oleh nuklida pemancar alpha untuk uranium dan thorium tertinggi yang diizinkan 4 Bq/cm², sedang untuk daerah tertentu toleransinya sampai 37 Bq/cm².

a. Tingkat kontaminasi permukaan daerah kerja Laboratorium Bidang Geologi dan Pertambangan Bahan Galian Nuklir.

Kontaminasi permukaan daerah kerja laboratorium Bidang Geologi dan Pertambangan Bahan Galian Nuklir berkisar (0,088 – 3,000) Bq/cm². Kontaminasi tertinggi terjadi pada saluran air buangan laboratorium Prostek sebesar 3,00 Bq/cm² hal ini terjadi adanya endapan sisa hasil pengolahan bijih uranium. Ruang laboratorium hidrometalurgi tingkat kontaminasi relatif rendah hanya berkisar (0,110 – 0,675) Bq/cm². Tingkat kontaminasi permukaan di gudang G&PBGN berkisar (0,088 – 1,675) Bq/cm². Nilai tertinggi berada pada saluran air buangan, hal ini juga disebabkan adanya endapan sisa serbuk maupun cairan hasil pengolahan bijih uranium. Seharusnya

setiap membuang limbah cair melalui saluran pembuangan harus disapu atau disikat agar terjaga kebersihannya. Keseluruhan hasil pengukuran kontaminasi permukaan di laboratorium Bidang G&PBGN masih di bawah batas kontaminasi tertinggi yang diizinkan. Namun tetap perlu diupayakan untuk meningkatkan kebersihan ruang kerja dan menggunakan peralatan pelindung diri yang telah disediakan agar tingkat kontaminasi terhadap peralatan, lantai, meja dan pekerja dapat ditekan lebih rendah lagi.

b. Tingkat kontaminasi permukaan daerah kerja laboratorium Bidang Keselamatan dan Lingkungan.

Potensi terjadinya kontaminasi permukaan daerah kerja laboratorium PLKL Bidang Keselamatan dan Lingkungan yang disebabkan dari kegiatan preparasi dan analisis contoh berkisar (0,088 – 2,250) Bq/cm². Kontaminasi yang cukup tinggi terjadi di gudang PLKL, akibat tumpahan di lantai (sisi barat laut) mencapai 2,250 Bq/cm², hal ini harus didekontaminasi dengan radiac wash atau deterjen. Sedang di laboratorium PLKL tingkat kontaminasi hanya berkisar (0,088 - 0,675) Bq/cm², kontaminasi tertinggi terjadi pada washtafel. Keseluruhan hasil pengukuran

kontaminasi permukaan di laboratorium Bidang Keselamatan dan Lingkungan masih dibawah batas kontaminasi tertinggi yang diizinkan.

c. Kontaminasi permukaan daerah kerja laboratorium Bidang Eksplorasi.

Potensi terjadinya kontaminasi permukaan daerah kerja laboratorium Bidang Eksplorasi yang disebabkan oleh kegiatan preparasi bijih, analisis geokimia dan pemolesan contoh batuan berkisar 0,088 sampai 2,625 Bq/cm². Kontaminasi tertinggi berada pada mesin pemotong batu di laboratorium mineralogi sebesar 2,625 Bq/cm² berupa serbuk/ lumpur sehingga cukup didekontaminasi dengan semprotan air dan ditampung dalam penampung limbah radioaktif. Sedang di laboratorium geokimia kontaminasi tertinggi berada di washtafel dan meja laboratorium sebesar 1,104 Bq/cm². Kontaminasi permukaan ruang preparasi geokimia tertinggi sebesar 1,380 Bq/cm², hal ini terjadi pada mesin pengayak berupa debu bijih uranium. Hal ini perlu dilakukan pembersihan dengan mesin penyedot debu (*vacum cleaner*). Keseluruhan hasil pengukuran kontaminasi permukaan daerah kerja Bidang Eksplorasi masih

berada di bawah batas kontaminasi tertinggi yang diizinkan.

Secara umum daerah kerja radiasi di PPGN yang berpotensi terjadi kontaminasi masih cukup aman dari bahaya radiasi akibat kontaminasi pada permukaan alat, bahan maupun lantai yang berada di laboratorium masing-masing bidang. Namun sekecil apapun tingkat kontaminasi zat radioaktif haruslah selalu diwaspadai agar risiko bahaya baik langsung maupun tidak langsung dapat dihindarkan. Hasil pengukuran tingkat kontaminasi permukaan tahun 2007 relatif lebih besar dari hasil pengukuran yang dilakukan pada tahun 2006 hal ini kemungkinan disebabkan adanya ketidaktepatan dalam mengkalibrasi alat ukur kontaminasi (nilai faktor kalibrasi lebih besar besar tiga kali dari sebelumnya). Hal ini dapat diamati dari nilai pembacaan alat yang relatif sama antara sebelum dan sesudah dikalibrasi terakhir.

IV. KESIMPULAN

Hasil pemantauan kontaminasi permukaan daerah kerja PPGN berkisar antara 0,088 sampai 3,000 Bq/cm². Bidang G&PBGN berkisar 0,088 sampai 3,000 Bq/cm², Bidang Keselamatan dan Lingkungan berkisar 0,088 sampai 2,250 Bq/cm², dan Bidang Eksplorasi berkisar

antara 0,088 sampai 2,625 Bq/cm². Secara umum kontaminasi permukaan masih berada di bawah batas kontaminasi tertinggi yang diizinkan untuk daerah kerja radiasi sebesar 4 Bq/cm²,

SARAN

Pada tempat-tempat yang terkontaminasi cukup tinggi sebaiknya dilakukan dekontaminasi sesuai ketentuan keselamatan radiasi yang berlaku :

1. Untuk laboratorium yang ada di bidang G&PBGN yaitu pada saluran pembuangan (Prostek) harus dibersihkan / disemprot / disikat hingga bersih dan masuk ke bak penampung.
2. Untuk laboratorium yang ada di Bidang Eksplorasi, yaitu pada saluran pembuangan dan pemotongan *core* di laboratorium mineralogi harus dibersihkan dari serbuk sisa pemolesan dan ditampung di bak penampung limbah radioaktif.

DAFTAR PUSTAKA

1. BATAN, Peraturan Kepala Badan Tenaga Nuklir Nasional Nomor : 392/KA/XI/2005 tentang Organisasi dan Tata Kerja BATAN.
2. BAPETEN, Keputusan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir No.

12/Ka. BAPETEN/V-99 tentang Ketentuan Keselamatan Kerja Terhadap Radiasi Pada Penambangan dan Pengolahan Bahan Galian Radioaktif.

3. BAPETEN, Keputusan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir No. 01/Ka. BAPETEN/V-99, tentang Ketentuan Keselamatan Kerja Terhadap Radiasi, Jakarta, 1999.
4. Instruksi Kerja Pengoperasian Alat Surveimeter Ludlum Model-3, Pusat Pengembangan Geologi Nuklir 2007.

PEMANTAUAN KUALITAS AIR TANAH DI SEKITAR KOLAM LIMBAH PPGN MELALUI PENGUKURAN ASPEK MUTU AIR TANAH SECARA KIMIA TAHUN 2007

A. Sorot Soediro, Titi Wismawati, Eep Dedi, Andung Nugroho, Sri Widarti

Pusat Pengembangan Geologi Nuklir - BATAN

ABSTRAK

PEMANTAUAN KUALITAS AIR TANAH DI SEKITAR KOLAM LIMBAH PPGN MELALUI PENGUKURAN ASPEK MUTU AIR TANAH SECARA KIMIA TAHUN 2007

Kegiatan pemantauan air tanah disekitar kolam limbah Pusat Pengembangan Geologi Nuklir dilakukan secara rutin setiap tahun, hal ini dilakukan untuk mengetahui mutu air tanah. Tujuan pemantauan ini adalah untuk mengetahui mutu air tanah di sekitar kolam limbah, sehingga dapat digunakan sebagai acuan pemanfaatannya. Pemantauan ini meliputi pengambilan contoh air tanah sekitar kolam limbah pada lokasi yang sama dari pemantauan sebelumnya. Analisis parameter Ca, Mg, Fe, Ni, Zn, Cu, Pb, Mn dan Mo menggunakan Atomic Absorbtion Spectrophotometer (AAS) sedangkan U menggunakan UV-VIS Spektrophotometer. Sebagai pembanding digunakan air sumur pompa dari Pusat Pendidikan dan Pelatihan - BATAN, G & PBGN dan Mushola. Hasil analisis dibandingkan dengan hasil pemantauan tahun sebelumnya (2001, 2002, 2003, 2004, 2005 dan 2006) kemudian dievaluasi dengan menggunakan Peraturan Pemerintah (PP) No. 20 Tahun 1990 dan Kep. Men KLH No. 02 Tahun 1988. Hasil pemantauan tidak ada perubahan dalam kualitas air tanah dan tanah dengan hasil pemantauan tahun sebelumnya. Sehingga disimpulkan bahwa air tanah di sekitar kolam limbah secara kimia aman untuk bahan baku air minum.

Kata Kunci : Keselamatan Lingkungan

ABSTRACT

WATER QUALITY MONITORING AROUND OF TAILING POND OF PPGN: MEASUREMENT OF GROUND WATER QUALITY CHEMICAL METHOD 2007

Water quality monitoring activity around tailing pond at Centre for Development of Nuclear Geology have been carried out annually. The purpose of monitoring is to know ground water quality around of tailing pond as reference in use. Monitoring included samples were taken from ground water and soil tailing pond from the same sites as previous years. Ca, Mg, Fe, Ni, Zn, Cu, Pb and Mn parametrers were analyzed using Atomic Absorbtion Spectrophotometer, while U parameter were analyzed UV- VIS Spectrophotometer. Ground water from Pusat Pendidikan dan Latihan, G & PBGN and Mushola use for comparing. Analyzed data of monitoring compare to previous years datas (2001, 2002, 2003, 2004, 2005 and 2006), then evaluated by using Government Regulatory No.20, 1990 and Ministry of Environmental Safety No.20, 1988. Result of the monitoring did not change the parameter of the water of previous years and the ground water around tailing pond can be used for drinking water.

Key word : Environment Safety

I. PENDAHULUAN

Pusat Pengembangan Geologi Nuklir, PPGN – BATAN, mempunyai kegiatan dalam bidang eksplorasi dan

pertambangan bahan galian nuklir.. Kegiatan tersebut menghasilkan limbah padat dan cair yang berasal dari laboratorium geologi dan pengolahan

bahan galian nuklir. Limbah padat biasanya berupa batuan, residu pelindian dan lain-lain. Penanganannya dimasukkan ke dalam drum kemudian dikirim ke tempat penyimpanan sementara. Limbah cair berasal dari limbah hasil pengolahan bijih dan limbah analisis kimia. Limbah cair ini baik berupa limbah organik yang dipisahkan dengan anorganik untuk selanjutnya dikirim ke Bidang Keselamatan dan Lingkungan (K& L). Limbah organik dimasukkan ke dalam drum yang terpisah kemudian ditutup untuk selanjutnya di kirim ke Pusat Teknologi Limbah Radioaktif, yang anorganik dilakukan pengolahan dengan pengolahan limbah cair dengan tangki berpengaduk di laboratorium Keselamatan dan Lingkungan di samping *pilot plant*. Kolam limbah hanya digunakan untuk menampung jenis limbah cair yang sudah diolah (dinetralkan). Kolam limbah Pusat Pengembangan Geologi Nuklir itu terletak di antara Gedung Pilot Plant PPGN dan Gedung Pusat Pendidikan dan Latihan seperti terlihat pada Gambar 1. Kolam limbah tersebut berukuran 5 x 10 x 1,5 m (Gambar 2). Dinding kolam limbah terbuat dari bata dan diplester dengan semen, bagian dasar kolam limbah dibeton dengan semen. Saat ini kolam limbah sudah terisi oleh tanah dengan ketebalan 1 m dan diberi atap asbes yang semi permanen. Sehingga masih terdapat ruang sedalam 0,5 m untuk menampung cairan limbah. Dengan adanya kolam limbah yang terletak di

antara Gedung *pilot plant* dan Pusat Pendidikan dan Latihan, perlu dilakukan pemantauan mutu air tanah di sekitar kolam limbah yaitu dengan parameter Ca, Mg, Fe, Ni, Zn, Cu, Pb, Mn, Mo dan radioaktivitas U dan Ra, karena air tanah tersebut digunakan sebagai air baku air minum oleh pegawai atau keperluan di kantin. Salah satu metode pemantauan ini dengan melakukan pengukuran beberapa aspek / parameter yang terkait dengan mutu air tanah. Tujuan dari kegiatan ini adalah untuk mengetahui mutu air tanah di sekitar kolam limbah, sehingga dapat digunakan sebagai acuan dalam pemanfaatannya. Disamping itu juga untuk mengetahui apakah ada indikasi pencemaran limbah ke lingkungan, yang disebabkan oleh kerusakan dinding kolam.

Dalam rangka pemantauan ini telah tersedia 4 sumur kontrol, terletak di utara, timur, selatan dan barat kolam limbah (Gambar 1) dan beberapa sumur yang terletak relatif jauh dari kolam limbah, yaitu : Mushola, Gedung G & PBGN dan Gedung Pusat Pendidikan dan Latihan.

Baku mutu air pada sumber air menurut kegunaannya ditentukan berdasarkan kadar maksimum pencemaran yang diperbolehkan yakni :

1. Golongan A, yaitu air yang dapat digunakan sebagai air minum secara langsung tanpa pengolahan terlebih dahulu.

2. Golongan B, yaitu air yang dapat digunakan sebagai air baku untuk air minum
3. Golongan C, yaitu air yang dapat digunakan untuk keperluan perikanan dan peternakan
4. Golongan D, yaitu air yang dapat digunakan untuk keperluan pertanian, dan usaha di perkotaan, usaha industri, pembangkit listrik tenaga air.

II. BAHAN DAN TATA KERJA

Peralatan yang digunakan adalah : pH meter, jerigen 20 liter, *magnetic stirrer*, timbangan analitis, timbangan teknis, *Hot Plate*, AAS, UV-VIS Spektrofotometer, alat-alat gelas dan timba air.

Bahan yang digunakan adalah : HNO_3 , H_2SO_4 , HClO_4 , HF, TOPO, sikloheksan, asam askorbat, titriplek IV, NaF, asam sulfosalesilat, NaOH, trietanol amin, bromopadap, alkohol teknis, ammonium hepta molibdat, HCl, Na_2SO_3 , metol sulfite dan asam kksalat

Tata Kerja

a. Pengambilan contoh air sumur kontrol

Pengambilan contoh air sumur sebelah barat, timur, utara dan selatan serta kolam limbah dilakukan secara manual yaitu dengan menimba air sumur kontrol tersebut kemudian dimasukkan ke dalam jerigen. Pengambilan contoh air juga dilakukan terhadap sumur di Bidang Geologi & PBGN, Pusat Pendidikan dan Latihan

dan Musholla Pusat Pengembangan Geologi Nuklir sebagai air tanah pembanding. Contoh air tanah dari setiap sumur sebanyak 20 liter.

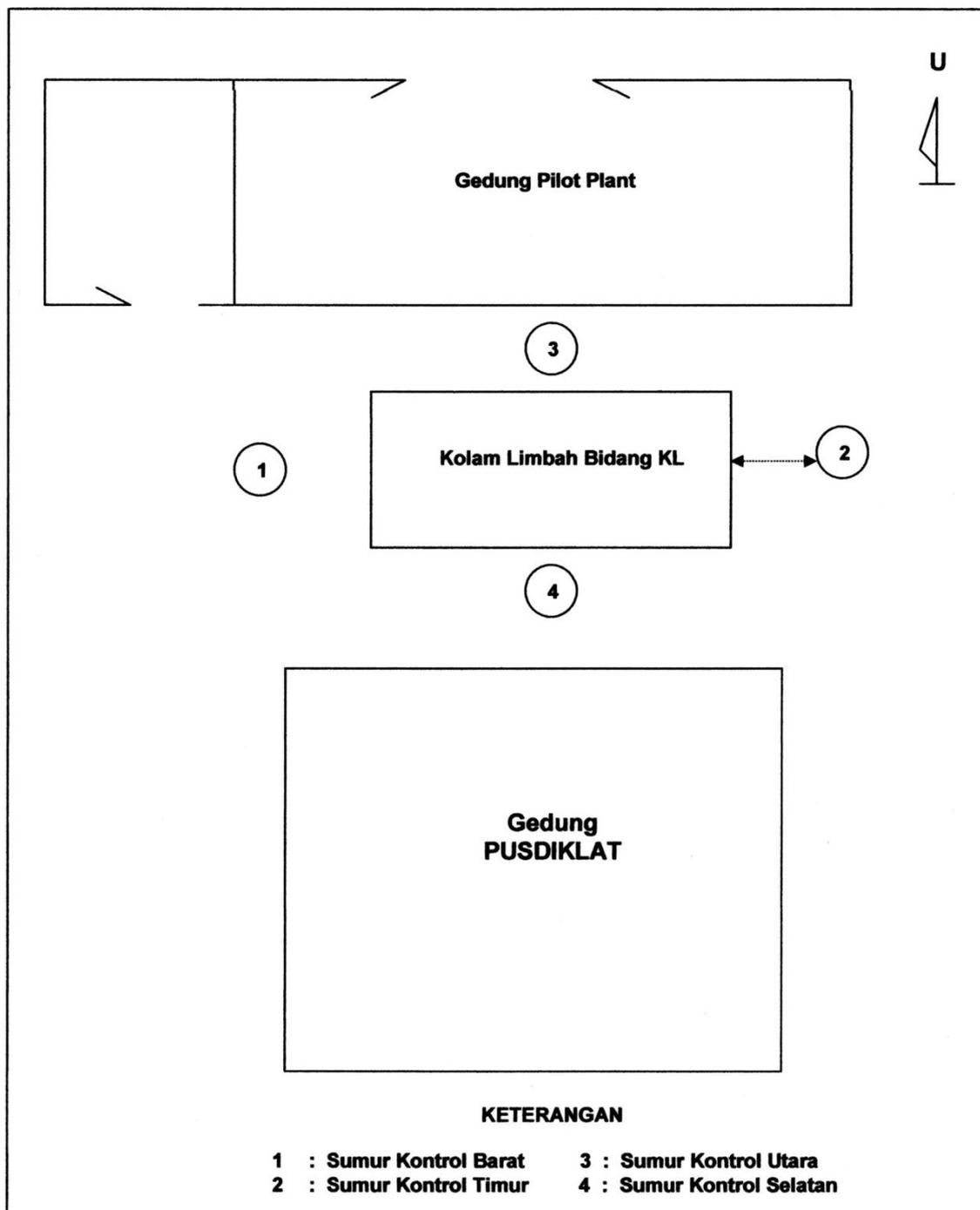
b. Preparasi contoh

Analisis uranium, logam berat, dan radium.

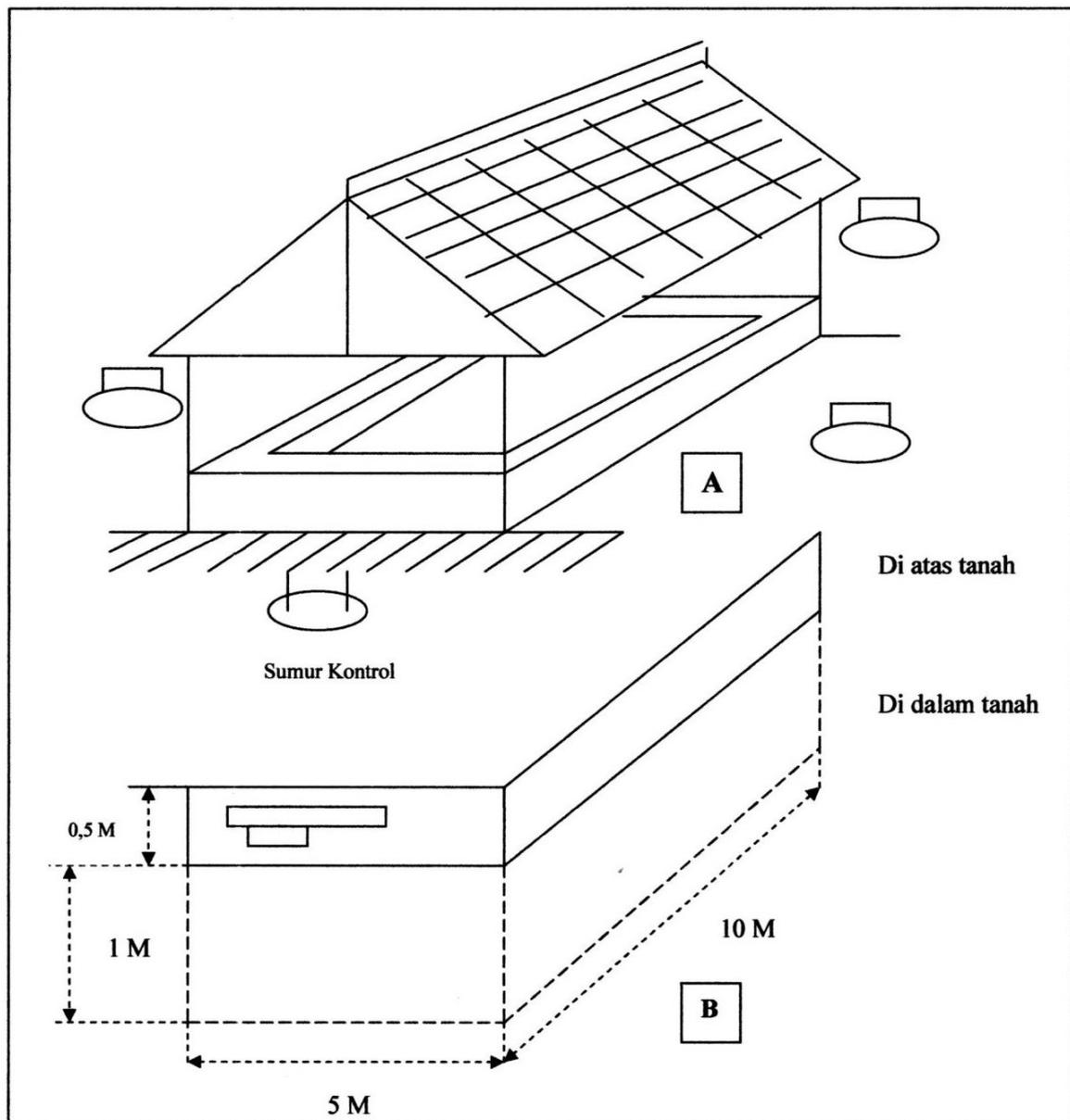
- Untuk analisis uranium Ca dan logam berat diambil 6 liter air tanah diawetkan dengan menambahkan HNO_3 pekat sampai $\text{pH} < 2$, kemudian air dikisatkan dengan pemanasan di atas *hot plate* sampai volume ± 150 ml dan dimasukkan ke dalam botol contoh plastik. Analisis selanjutnya dilakukan di laboratorium Keselamatan dan Lingkungan.
- Untuk analisis uranium dan radium diambil 10 liter air kemudian dikisatkan dengan pemanasan di atas *hot plate* sampai volume ± 150 ml kemudian dimasukkan ke dalam botol - contoh plastik.

c. Analisis kimia

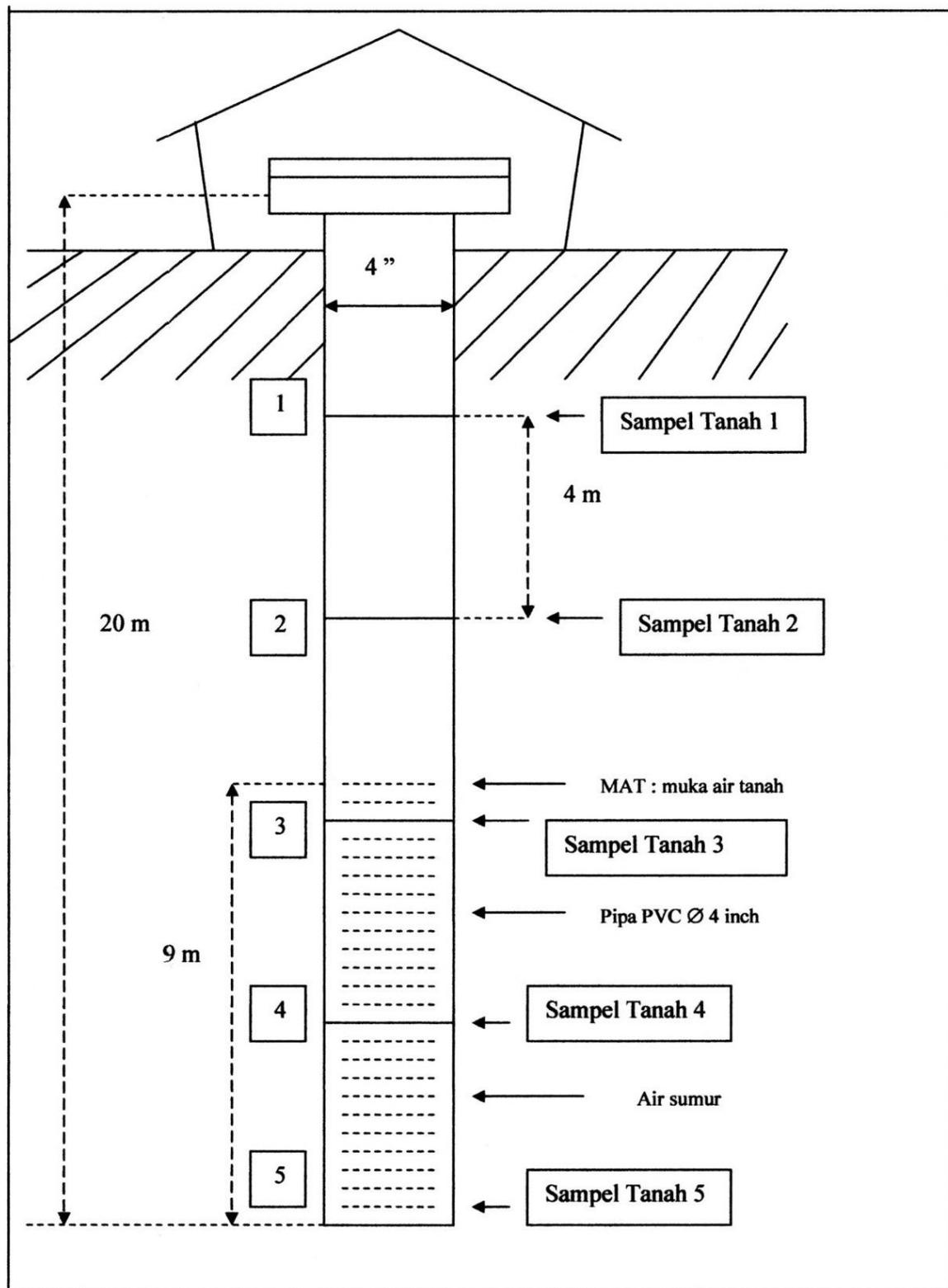
- Analisis uranium dilakukan dengan menggunakan UV-VIS Spektrofotometer.
- Analisis Ca dan logam berat menggunakan Atomic Absorbtion Spektrofotometer (AAS)
- Analisis radium menggunakan alat Ludlum Eberline
- Pengukurannya dilaksanakan di Laboratorium Keselamatan dan Lingkungan.



Gambar 1 : Denah lokasi sumur kontrol kolam limbah Bidang Keselamatan dan Lingkungan



Gambar 2 : Kolam limbah Bidang Keselamatan dan Lingkungan, PPGN
A. Gambar kolam limbah tampak secara keseluruhan diatas permukaan tanah
B. Gambar kolam limbah pada bagian di atas tanah dan di dalam tanah



Gambar 3 : Penampang Samping Sumur Kontrol Kolam Limbah
Bidang KL dan tempat pengambilan sampel tanah sumur

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Air Sumur

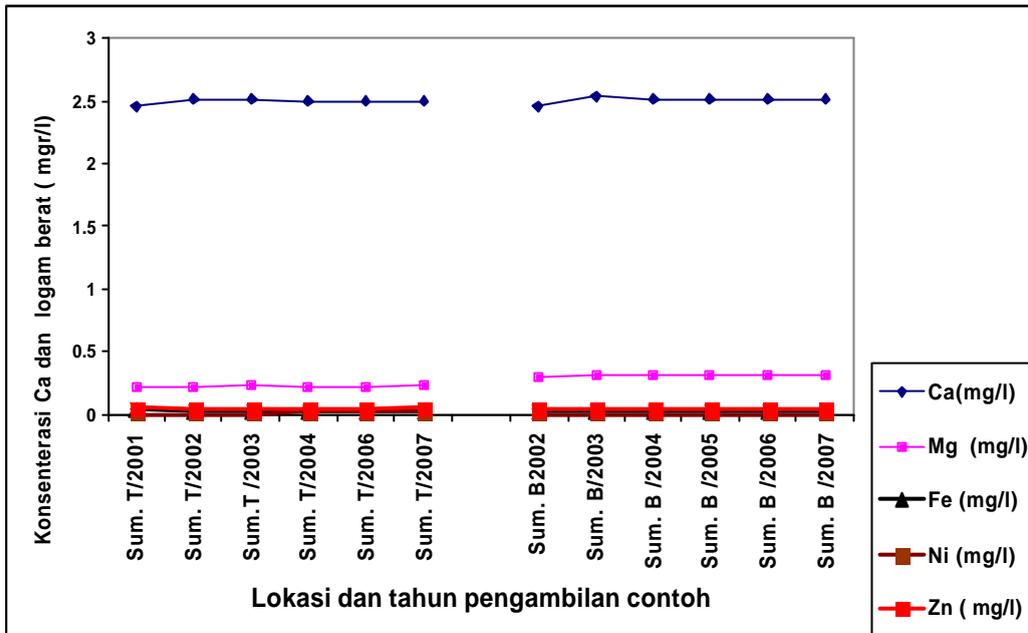
Pengamatan secara visual air sumur kontrol sebelah utara, selatan, barat, timur, sumur pompa Pusdiklat, sumur pompa Bidang PGN & TPBG dan sumur pompa Mushola terlihat jernih, tidak berbau, tidak berwarna dan tidak berasa dan mempunyai pH 5,5.

Hasil analisis kimia air sumur bor (sumur kontrol) di sebelah barat, timur, utara dan selatan dapat dilihat pada Gambar 4, 5, 6, 7, dan 8. Pada Gambar 4 terlihat bahwa hasil analisis air sumur timur dan sumur barat pada tahun 2007 untuk logam berat (Ca, Mg, Fe, Ni dan Zn) ini tidak berbeda jauh dengan contoh air sumur dari tahun sebelumnya. Walaupun ada kenaikan pada sumur barat tapi tidak begitu signifikan, hal ini disebabkan limbah yang dihasilkan dari PPGN tidak begitu banyak. Untuk logam berat Mg, Fe, Ni dan Zn tidak lebih dari 0,25 mg/l sedangkan Ca berkisar 2,5 mg/l. Sedangkan pada Gambar 5 terlihat bahwa hasil analisis air sumur timur dan barat pada tahun 2007 untuk logam berat (Cu, Pb, Mn dan Mo) juga tidak berbeda jauh dengan contoh air sumur pada tahun sebelumnya. Untuk logam Cu dan Mn pada Gambar 5 terjadi penurunan yang signifikan dari tahun

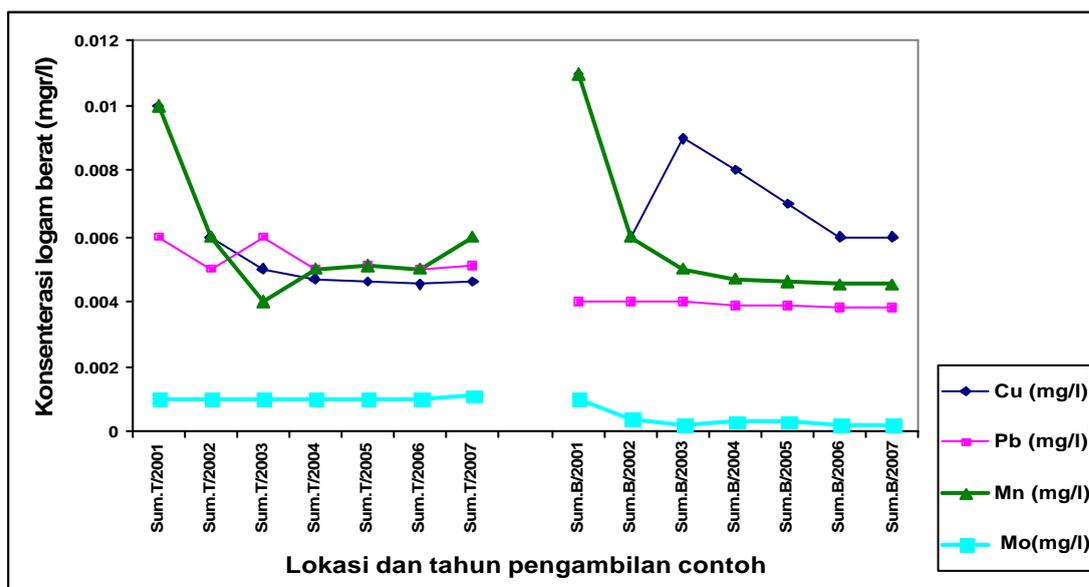
2001 sampai 2007 pada sumur timur dan pada sumur barat. Hal ini diinterpretasikan Cu dan Mn yang terlarut dalam air sangat berkurang dan banyak terendapkan dalam tanah. Sedangkan logam lainnya (Pb dan Mo) cukup stabil dari tahun 2001 s/d 2007. Demikian juga untuk radioaktivitas U dan Ra pada sumur timur dan barat pada tahun 2007 terlihat stabil dari tahun 2001 (lihat Gambar 6). Untuk U berkisar 0,03 Bq/l, sedangkan Ra berkisar 0.12 Bq/l, kecuali pada air sumur barat mulai tahun 2002 terjadi kenaikan tetapi tidak begitu signifikan dan terlihat stabil sampai tahun 2007. Untuk air sumur utara dan air sumur selatan pada tahun 2007 untuk logam berat (Ca, Mg, Fe, Ni dan Zn) tidak berbeda jauh dengan contoh air sumur dari tahun sebelumnya (tahun 2006) pada umumnya tidak ada kenaikan, walaupun ada tidak begitu signifikan, dapat dilihat pada Gambar 7. Demikian juga untuk logam berat lainnya (Cu, Pb, Mn dan Mo), hal ini dapat dilihat pada Gambar 7. Pada sumur utara logam berat (Cu, Pb, Mn dan Mo) kelihatan stabil sampai tahun 2007 (Gambar 8) Pada sumur utara dan selatan logam berat (Cu, Pb, Mn dan Mo) kelihatan stabil sampai tahun 2007 (Gambar 8). Demikian juga untuk radioaktivitas U dan Ra pada air sumur utara dan selatan juga tidak ada

kenaikan, umumnya sama dengan tahun sebelumnya. Walaupun ada kenaikan tidak begitu signifikan (Gambar 8). Untuk sumur kontrol sebelah utara, selatan, timur dan barat secara umum

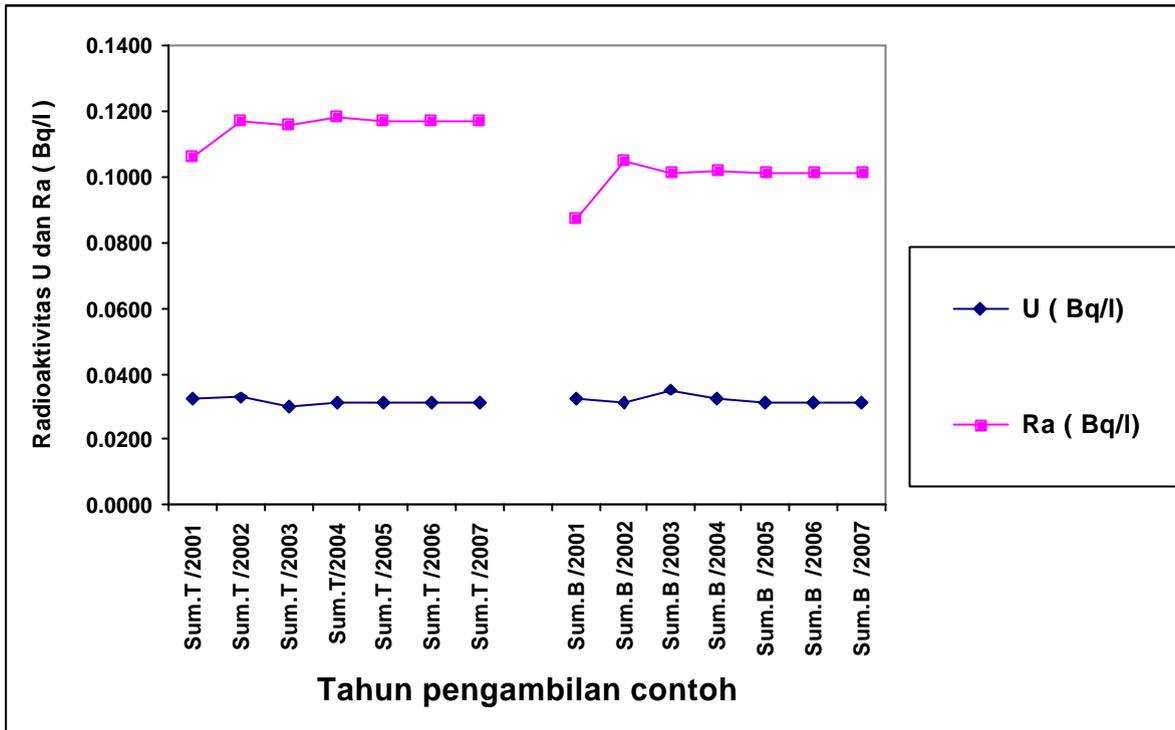
masih di bawah nilai baku mutu air yang diijinkan. Hal ini dapat dinyatakan bahwa air sumur sekitar kolam limbah tidak mencemari air sumur dan aman untuk lingkungan.



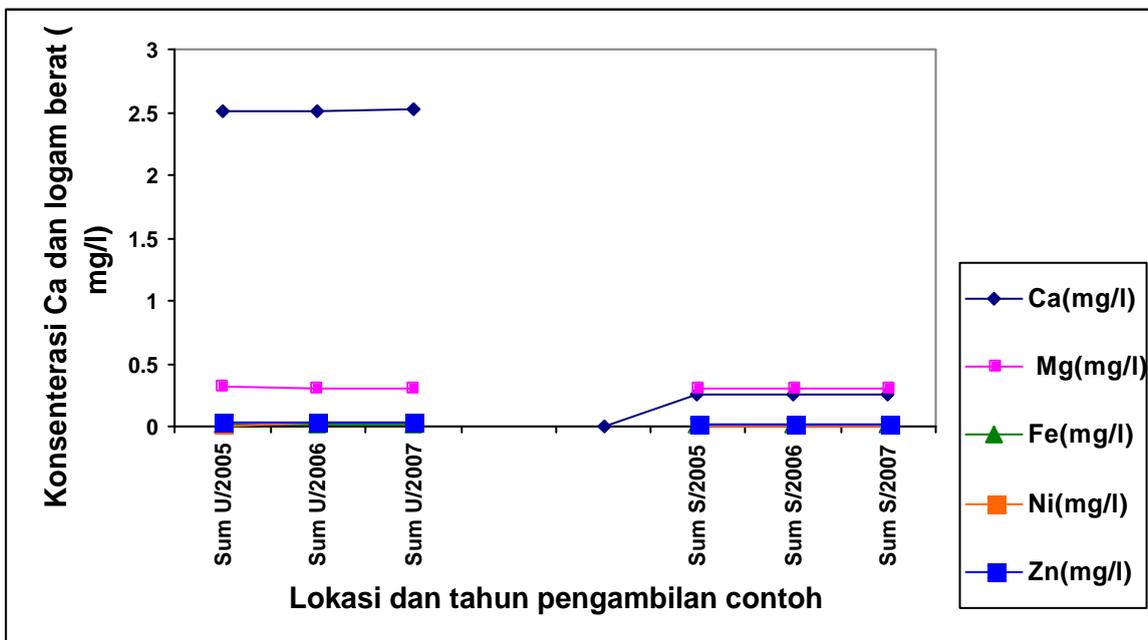
Gambar 4 : Grafik perkembangan Ca dan kadar logam berat (Mg, Fe, Ni, Zn) pada contoh air sumur timur dan barat tahun 2001 s/d 2007



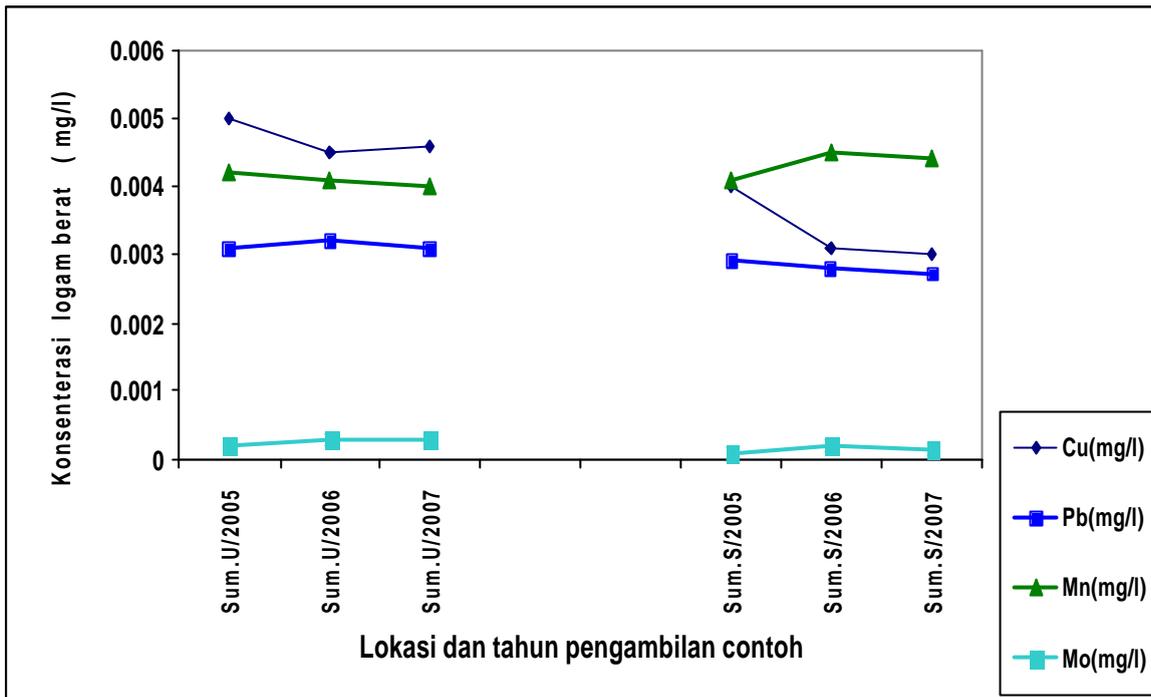
Gambar 5 : Grafik perkembangan kadar logam berat (Cu, Pb, Mn, Mo) pada contoh air sumur timur dan barat tahun 2001 s/d 2007



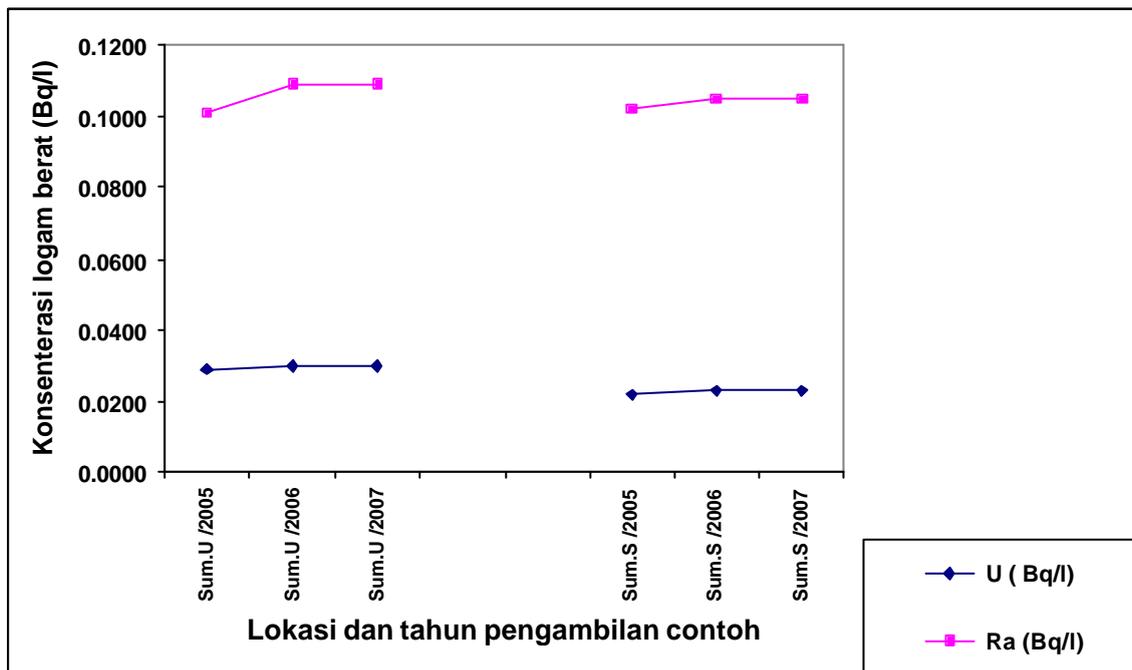
Gambar 6 : Grafik perkembangan radioaktivitas pada contoh air sumur timur dan barat dari tahun 2001 s/d 2007



Gambar 7 : Grafik perkembangan logam berat pada contoh air sumur utara dan selatan dari tahun 2005 s/d 2007



Gambar 8 : Grafik perkembangan logam berat pada contoh air sumur utara dan selatan dari tahun 2005 s/d 2007



Gambar 9 : Grafik perkembangan ngan Ca dan logam berat pada contoh air sumur utara dan selatan dari tahun 2005 s/d 2007.

Hasil analisis kimia air sumur pembanding (G & PBGN, Pusediklat dan Mushola) terdapat dalam Gambar 10, 11 dan 12. Pada sumur Pembanding (PDL,

PGN dan TPBGN serta Mushola) Untuk Ca dan logam berat (Mg, Fe, Ni, Zn) ada kecenderungan sama dengan tahun sebelumnya, kecuali Mg di Mushola

ada kecenderungan menurun Sejak tahun 2004 sampai tahun 2007. Hal ini disebabkan karena kolam limbah sudah berkurang menampung hasil pengolahan limbah cair dari laboratorium K&L. Bila dibandingkan dengan konsentrasi logam berat yang sama pada sumur utara, selatan, barat dan timur maka bentuk grafik tidak berbeda jauh (dibandingkan dengan Gambar 4, 5, 6, 7 dan 8). Hal ini dapat disimpulkan bahwa tidak ada pencemaran pada sumur pembanding (PDL, G&PBGN dan Musholla). Demikian pula pada logam berat lainnya (Cu, Pb, Mn dan Mo) pada Gambar 11 ada kecenderungan menurun dari tahun sebelumnya. Bila dibandingkan dengan logam berat yang sama pada sumur utara, selatan, timur dan barat (Gambar 5) juga tidak berbeda jauh ada kecenderungan sama sehingga dapat disimpulkan bahwa tidak ada pencemaran pada sumur pembanding (PDL, PGN & TPBGN dan Musholla). Untuk radioaktivitas U dan Ra pada contoh air sumur PDL, PGN & TPBGN dan Musholla ada kecenderungan sama bila dibandingkan dengan tahun sebelumnya. Apabila dibandingkan dengan U dan Ra pada sumur timur, barat, utara dan selatan kecenderungan sama. Sehingga dapat disimpulkan bahwa tidak ada pencemaran pada sumur pembanding PDL, G & PBGN dan Musholla

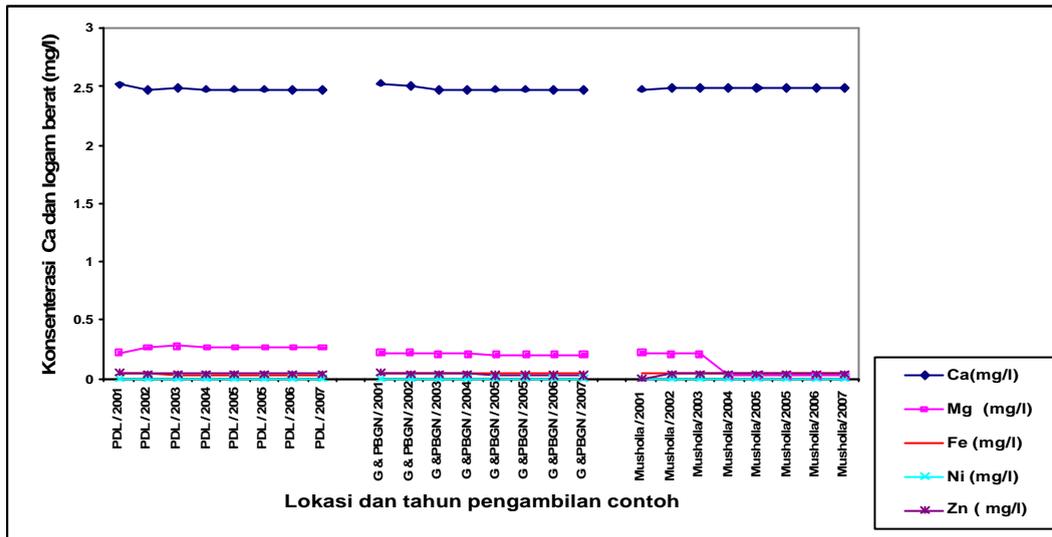
Semua hasil analisis kadar logam berat dievaluasi menurut Peraturan Pemerintah Republik Indonesia (PPRI) No.20 Tahun 1990 Tentang Pengendalian Pencemaran Air² dan Kep. Men KLH No. 02 tahun 1988 Tentang Pedoman Penetapan Baku Mutu Lingkungan.³, masih di bawah Nilai Ambang Batas (NAB) yang diijinkan, dapat dilihat pada Tabel 1 dan 2 Sedangkan untuk U dan Ra seperti pada peraturan yang tercantum dalam Keputusan Kepala BAPETEN No. 02/Ka-BAPETEN/V-99 Tentang Baku Tingkat Radioaktivitas di Lingkungan.⁴ batasan yang diijinkan untuk $(U + Ra) < 0.4 \text{ Bq/l}$.

Hasil evaluasi menurut Keputusan Ka. 02/Ka-BAPETEN/V-99 Tentang Baku Tingkat Radioaktivitas di Lingkungan.⁴ dan Standar Kualitas Air Minum Berdasarkan PERMENKES (Tabel 6) menunjukkan bahwa hasil analisis kimia air sumur dinyatakan aman untuk air baku air minum.

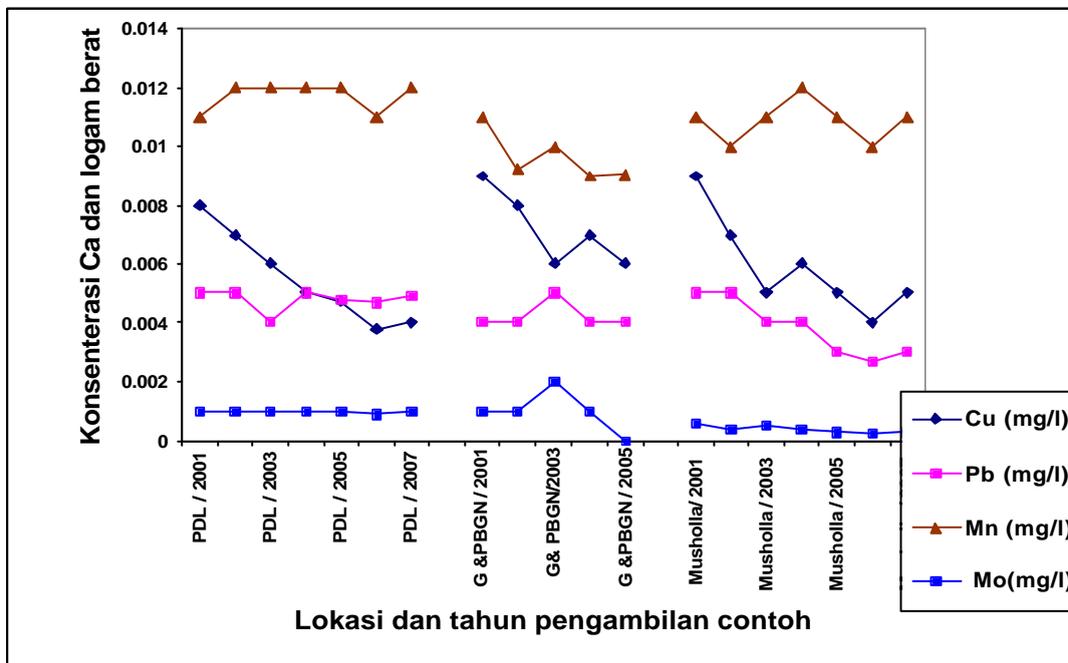
Baku mutu air pada sumber air menurut kegunaannya ditentukan berdasarkan kadar maksimum pencemaran yang diperbolehkan yakni : Berdasarkan hasil Studi Evaluasi Lingkungan PPTA Pasar Jum'at tahun 1992 arah kemiringan lahan yaitu ke utara, maka arah aliran air tanah dangkal juga dari selatan ke utara.⁶ Dengan arti kata arah aliran air tanah dangkal yaitu dari Musholla ke Bidang PGN dan

TPBGN. Dilihat dari hasil analisis kimia contoh air sumur pompa Mushola relatif sama dengan sumur pompa PDL, Bidang G&PBGN dan sumur bor (sumur

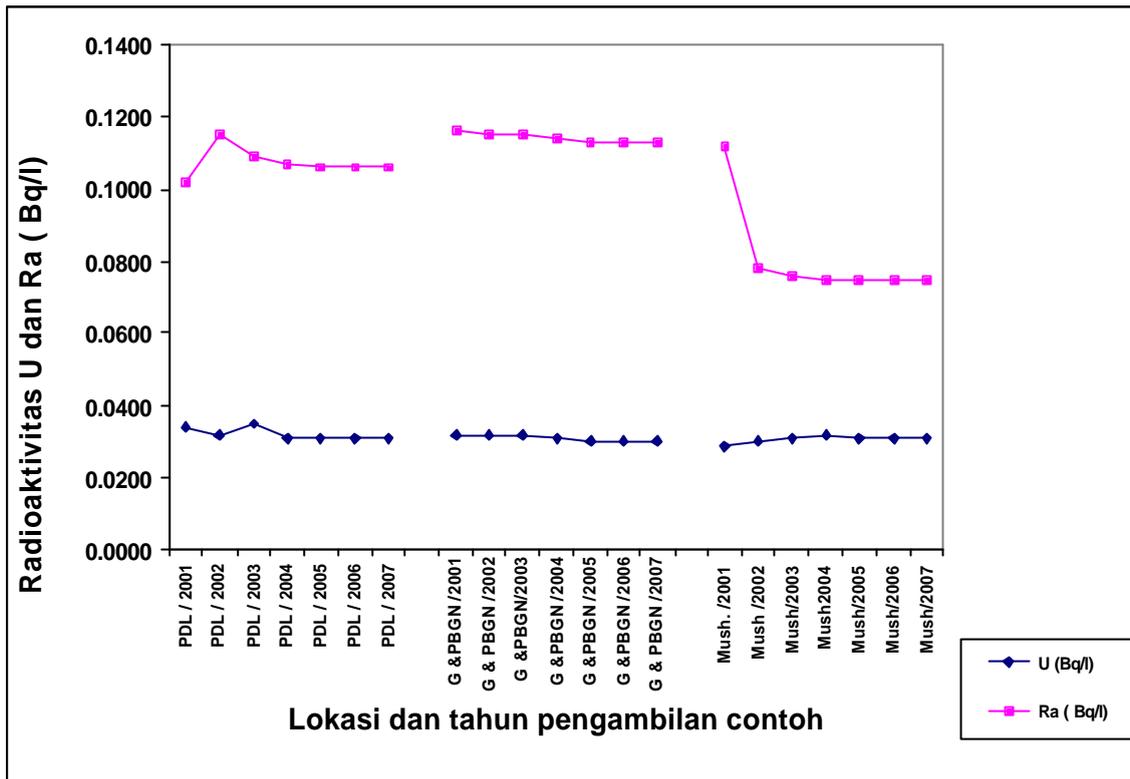
kontrol) yang terletak di bagian barat dan timur kolam limbah maka kolam limbah masih cukup baik dan layak digunakan sebagai penampung limbah sementara.



Gambar 10: Grafik perkembangan Ca dan logam berat (Mg, Fe, Ni, Zn) pada sumur pembandingan PDL, G & PBGN dan Musshola tahun 2001 s/d 2007.



Gambar 11 : Grafik perkembangan kadar logam berat pada contoh air sumur PDL, G & PBGN dan Mushola dari tahun 2001 s/d 2007



Gambar 12 : Grafik perkembangan radioaktivitas U dan Ra pada contoh air sumur PDL, G & PBGN dan Mushola dari tahun 2001 s/d 2007

IV. KESIMPULAN

Hasil analisis kimia air tanah dan radioaktivitas tahun 2007 dari sumur kontrol di sebelah barat, timur, utara dan selatan kolam limbah serta sumur pembanding yaitu sumur di Bidang G & PBGN, PDL dan Mushola relatif sama dengan tahun sebelumnya (tahun 2001, 2002, 2003, 2004, 2005 dan 2006) dan masih di bawah Nilai Ambang Batas (NAB). Berdasarkan standar kualitas air minum (PERMENKES) tahun 1990 air tanah dapat digunakan sebagai bahan baku untuk air minum.

DAFTAR PUSTAKA

1. BADAN TENAGA ATOM NASIONAL, "Prosedur Analisis Sampel Radioaktivitas Lingkungan", hal. 23-26, Jakarta, 1998.
2. PERATURAN PEMERINTAH REPUBLIK INDONESIA, No. 20 tahun 1990 "Tentang Pengendalian Pencemaran Air, Badan Pengendalian Dampak Lingkungan", Jakarta, 1990.
3. MEN. KLH, "Keputusan Menteri KLH No. KLH 02/Men KLH/I/1988 Tentang Pedoman Baku Mutu Lingkungan", Jakarta, 1988.
4. BAPETEN, "Kep. Kepala BAPETEN No. 02/Ka-BAPETEN/V-99 Tentang Baku Tingkat Radioaktivitas di Lingkungan", Jakarta 1992

5. BADAN TENAGA ATOM NASIONAL, "Laporan Akhir Studi Evaluasi Lingkungan (SEL) Pusat Penelitian Tenaga Atom Pasar Jumat", 1992, hal. 89-90, Jakarta, 1992.
6. M. NAJIB, "Pemantauan Mutu Air di sekitar kolam limbah P2BGGN – BATAN Tahun 2001", (makalah tidak dipublikasikan), Jakarta, 2002.
7. M. NAJIB, "Pemantauan Mutu Air di sekitar kolam limbah P2BGGN – BATAN Tahun 2002", (makalah tidak dipublikasikan), Jakarta, 2003.
8. M. NAJIB, "Pemantauan Mutu Air Disekitar Kolam Limbah P2BGGN – BATAN Tahun 2003", (makalah tidak dipublikasikan), Jakarta, 2004.
9. A.SOROT SOEDIRO," Pemantauan Mutu Air di sekitar kolam limbah : Melalui Pengukuran Aspek Mutu air secara kimia tahun 2004,"(makalah tidak dipublikasikan), Jakarta, 2005.
10. A.SOROT SOEDIRO," Pemantauan Mutu Air di sekitar kolam limbah : Melalui Pengukuran Aspek Mutu air secara kimia tahun 2005, "(makalah tidak dipublikasikan), Jakarta, 2006.
11. A.SOROT SOEDIRO," Pemantauan Mutu Air di sekitar kolam limbah : Melalui Pengukuran Aspek Mutu air secara kimia tahun 2006, "(makalah tidak dipublikasikan), Jakarta, 2007.
12. BADAN TENAGA ATOM NASIONAL, "Laporan Akhir Studi Evaluasi Lingkungan (SEL) Pusat Penelitian Tenaga Atom Pasar Jumat", 1992, hal. 89-90, Jakarta, 1992.

Nuklir. Pengolahan bijih uranium pada preparasi bijih yaitu : pemecahan, penggerusan dan pengayakan. Kegiatan preparasi tersebut menimbulkan debu radioaktif yang berterbangan di ruang kerja dan lingkungan sehingga dapat membahayakan bagi pekerja radiasi. Kemungkinan bahaya yang akan terjadi adalah bahaya “radiasi interna” yaitu masuknya zat radioaktif ke dalam tubuh melalui pernapasan (inhalasi), permukaan kulit, luka, mata dan mulut.

Bahaya radiasi interna ini terjadi apabila debu radioaktif dari bijih uranium alam (${}_{92}\text{U}^{238}$) yang memancarkan partikel α masuk ke dalam tubuh dan mengionisasi organ yang dikenai. Proses ionisasi yang dilakukan oleh partikel α berlangsung secara terus-menerus yang daya ionisasinya sangat besar serta waktu paronya sangat panjang ($4,5 \cdot 10^9$ tahun) sudah selayaknya mendapat upaya pencegahan.

Sebagai usaha pencegahan terhadap kemungkinan timbulnya bahaya tersebut, ventilasi ruang kerja harus baik, dan dilakukan pengukuran radioaktivitas debu radioaktif di ruangan dan lingkungan kerja. Ruang kerja yang diukur adalah ruangan/gudang untuk menyimpan bijih, ruang kerja preparasi bijih yaitu ruang pemecahan, penggerusan dan pengayakan terutama

pada saat dilakukan kegiatan (Gambar 3). Lingkungan yang diukur adalah halaman/lingkungan di sekitar ruang kerja gedung preparasi bijih tersebut (Gambar 3). Tujuannya adalah untuk mengetahui radioaktivitas debu radioaktif di udara pada ruang dan lingkungan kerja gedung preparasi bijih, apabila radioaktivitasnya melebihi dari kadar tertinggi yang diijinkan (KTD) dapat diambil langkah penanggulangan secara dini. Metode yang digunakan adalah dengan membandingkan antara radioaktivitas debu radioaktif di udara dengan kadar tertinggi yang diijinkan (KTD) radioaktivitas di udara yaitu $2 \cdot 10^{-6}$ Bq/l. Apabila kadarnya melampaui KTD dapat diupayakan tindakan pengamanan terhadap pekerja radiasi, ruang kerja dan lingkungan.

Pemantauan ini sesuai dengan Undang-undang Nomor 10 tahun 1997 tentang Ketenaganukliran, Pasal 16 tentang keselamatan dan kesehatan kerja¹⁾, Peraturan Pemerintah Nomor 63 tahun 2000 tentang Keselamatan dan Kesehatan Terhadap Pemanfaatan Radiasi Pengion²⁾, Surat Keputusan BAPETEN Nomor 01/Ka-Bapeten/V-99, tentang Ketentuan Keselamatan kerja Terhadap Radiasi³⁾, dan Surat Keputusan BAPETEN Nomor 02/Ka-Bapeten/V-99 tentang Baku Tingkat Radioaktivitas di lingkungan⁴⁾,

maka perlu dilakukan pemantauan secara berkala dalam hal ini setiap tiga bulan (triwulan) dan berkesinambungan. Pemantauan ini dilaksanakan berdasarkan UKPP Nomor PPGN/5/K/08/2007 tanggal 4 Januari 2007.

II. TATA KERJA

Bahan dan Peralatan

Bahan yang digunakan adalah glass filter type A/E Ø 25 mm, contoh debu radioaktif ruangan dan lingkungan gedung preparasi bijih. Peralatan yang digunakan adalah seperangkat alat penyedot debu (personal air sampler), dan perangkat pencacah (detektor α Ludlum Model SPA-1 yang dihubungkan dengan alat pencacah Scaler Model-1000)

Langkah Kerja

1. Pengambilan contoh

Contoh debu radioaktif ruangan dan lingkungan diambil di gedung preparasi bijih sesuai dengan titik yang sudah ditentukan (Gambar 3).

2. Pencacahan contoh

Pencacahan contoh debu radioaktif ruangan dan lingkungan dilakukan di

gedung preparasi bijih, masing-masing tiga kali pencacahan selama satu jam, selanjutnya ditentukan radioaktivitasnya dengan persamaan sebagai berikut :

$$A = \frac{C}{x \cdot V} \dots\dots\dots (1)$$

dengan :

- A : tingkat radioaktivitas (Bq/l)
- C : laju cacah contoh (cps)
- ξ : efisiensi alat (cps/dps)
- V : volume contoh (liter)

3. Pencacahan dilakukan perlakuan (1 s/d 2) secara berkala setiap tiga bulan (triwulan)

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil pengukuran radioaktivitas debu radioaktif ruang kerja dan lingkungan gedung preparasi bijih untuk triwulan I, II, III, dan IV dapat dilihat pada Tabel 1, 2, 3, dan 4. Sedangkan Gambar 1 dan 2 memperlihatkan kecenderungan hasil pengukuran radioaktivitas debu radioaktif ruang kerja dan lingkungan kerja antar triwulan.

Tabel 1. Pengukuran radioaktivitas debu radioaktif di udara pada ruang dan lingkungan kerja preparasi bijih Gedung No. 56, Triwulan I tahun 2007.

No.	Kode Contoh		Detektor	Radioaktivitas (Bq/l)		Keterangan
	Ruangan	Halaman		Ruangan	Halaman	
1	DRR-1	DRH-1	a	$1,129.10^{-6}$	$2,475.10^{-7}$	Ruangan flotasi dan alat
2	DRR-2	DRH-2	a	$1,112.10^{-6}$	$2,582.10^{-7}$	Ruangan flotasi dan alat
3	DRR-3	DRH-3	a	$1,106.10^{-6}$	$2,468.10^{-7}$	Ruangan staf
4	DRR-4	DRH-4	a	$26,541.10^{-6}$	$6,346.10^{-7}$	Ruangan gudang bijih
5	DRR-5	DRH-5	a	$25,792.10^{-6}$	$5,689.10^{-7}$	Ruangan gudang bijih
6	DRR-6	DRH-6	a	$1,135.10^{-6}$	$4,249.10^{-7}$	Ruangan penggerusan dan pengayakan bijih
7	DRR-7	DRH-7	a	$1,128.10^{-6}$	$5,569.10^{-7}$	Ruangan pemecahan bijih
8	DRR-8	DRH-8	a	$1,116.10^{-6}$	$2,482.10^{-7}$	Koridor

Keterangan : KTD radioaktivitas di udara adalah 2.10^{-6} Bq/l
 DRR : debu radioaktif ruangan
 DRH : debu radioaktif halaman

Tabel 2. Pengukuran radioaktivitas debu radioaktif di udara pada ruang dan lingkungan kerja preparasi bijih Gedung No. 56, Triwulan II tahun 2007.

No.	Kode Contoh		Detektor	Radioaktivitas (Bq/l)		Keterangan
	Ruangan	Halaman		Ruangan	Halaman	
1	DRR-1	DRL-1	a	$1,176.10^{-6}$	$3,661.10^{-7}$	Ruangan flotasi dan alat
2	DRR-2	DRL-2	a	$1,168.10^{-6}$	$1,263.10^{-7}$	Ruangan flotasi dan alat
3	DRR-3	DRL-3	a	$1,121.10^{-6}$	$4,282.10^{-7}$	Ruangan staf
4	DRR-4	DRL-4	a	$31,179.10^{-6}$	$7,346.10^{-7}$	Ruangan gudang bijih
5	DRR-5	DRL-5	a	$29,431.10^{-6}$	$4,269.10^{-7}$	Ruangan gudang bijih
6	DRR-6	DRL-6	a	$1,187.10^{-6}$	$7,138.10^{-7}$	Ruangan penggerusan dan pengayakan bijih
7	DRR-7	DRL-7	a	$1,179.10^{-6}$	$6,137.10^{-7}$	Ruangan pemecahan bijih
8	DRR-8	DRL-8	a	$1,167.10^{-6}$	$4,856.10^{-7}$	Koridor

Keterangan : KTD radioaktivitas di udara adalah 2.10^{-6} Bq/l
 DRR : debu radioaktif ruang kerja
 DRL : debu radioaktif lingkungan kerja

Tabel 3. Pengukuran radioaktivitas debu radioaktif di udara pada ruang dan lingkungan kerja preparasi bijih Gedung No. 56, Triwulan III tahun 2007.

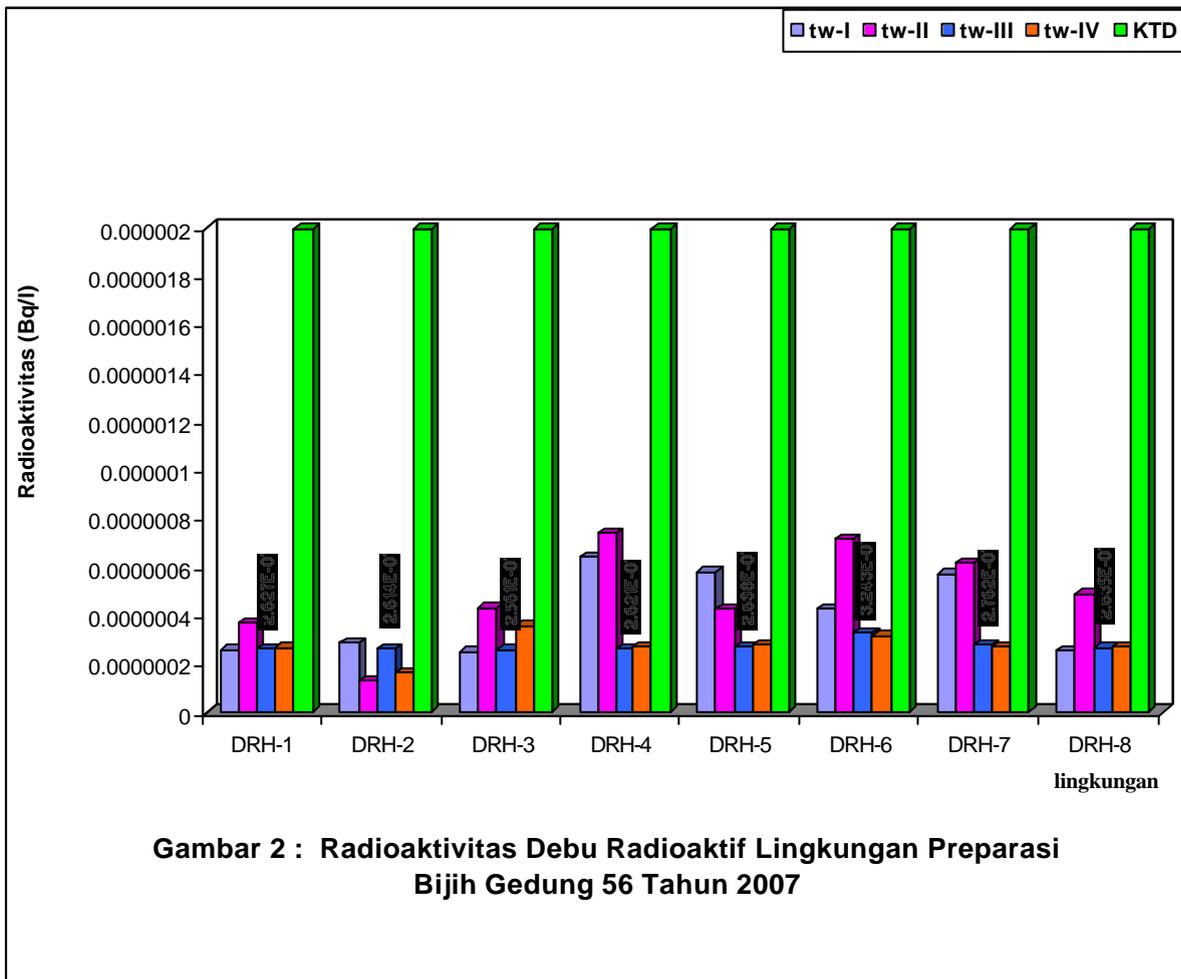
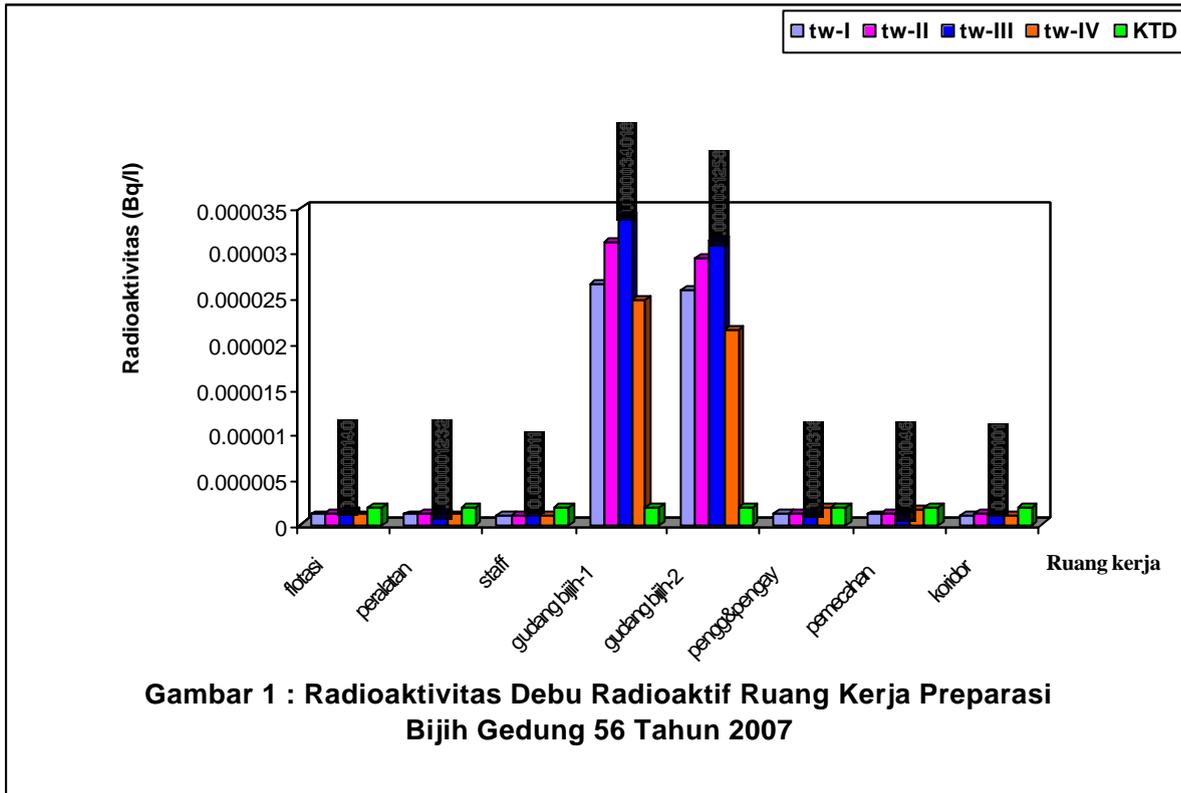
No.	Kode Contoh		Detektor	Radioaktivitas (Bq/l)		Keterangan
	Ruangan	Halaman		Ruangan	Halaman	
1	DRR-1	DRL-1	a	$1,401.10^{-6}$	$2,627.10^{-7}$	Ruangan flotasi dan alat
2	DRR-2	DRL-2	a	$1,232.10^{-6}$	$2,614.10^{-7}$	Ruangan flotasi dan alat
3	DRR-3	DRL-3	a	$1,110.10^{-6}$	$2,561.10^{-7}$	Ruangan staf
4	DRR-4	DRL-4	a	$34,018.10^{-6}$	$2,621.10^{-7}$	Ruangan gudang bijih
5	DRR-5	DRL-5	a	$31,258.10^{-6}$	$2,698.10^{-7}$	Ruangan gudang bijih
6	DRR-6	DRL-6	a	$1,318.10^{-6}$	$3,243.10^{-7}$	Ruangan penggerusan dan pengayakan bijih
7	DRR-7	DRL-7	a	$1,046.10^{-6}$	$2,762.10^{-7}$	Ruangan pemecahan bijih
8	DRR-8	DRL-8	a	$1,011.10^{-6}$	$2,635.10^{-7}$	Koridor

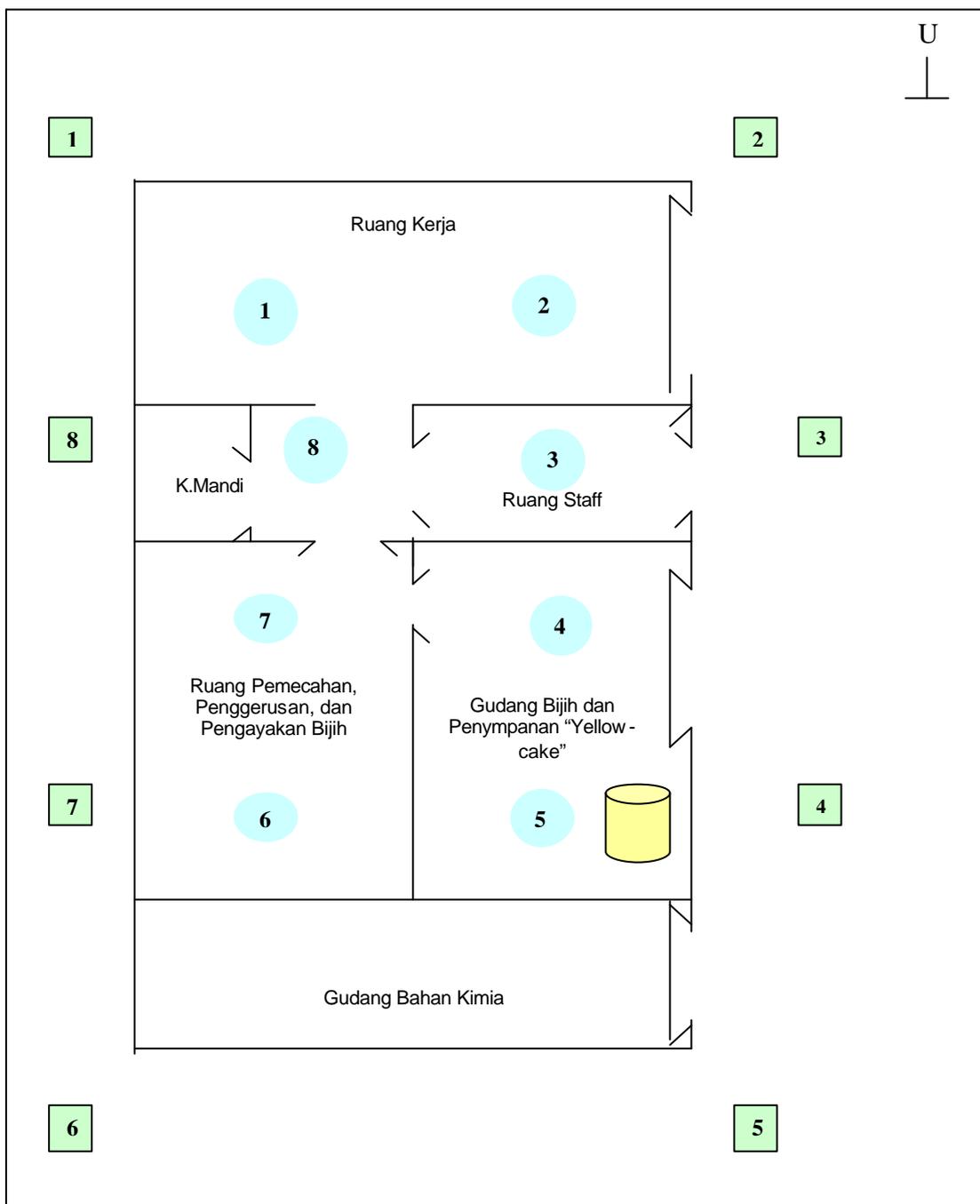
Keterangan : KTD radioaktivitas di udara adalah 2.10^{-6} Bq/l
 DRR : debu radioaktif ruang kerja
 DRL : debu radioaktif lingkungan kerja

Tabel 4. Pengukuran radioaktivitas debu radioaktif di udara pada ruang dan lingkungan kerja preparasi bijih Gedung No. 56, Triwulan IV tahun 2007.

No.	Kode Contoh		Detektor	Radioaktivitas (Bq/l)		Keterangan
	Ruangan	Halaman		Ruangan	Halaman	
1	DRR-1	DRL-1	a	$1,137.10^{-6}$	$2,634.10^{-7}$	Ruangan flotasi dan alat
2	DRR-2	DRL-2	a	$1,134.10^{-6}$	$1,628.10^{-7}$	Ruangan flotasi dan alat
3	DRR-3	DRL-3	a	$1,104.10^{-6}$	$3,544.10^{-7}$	Ruangan staff
4	DRR-4	DRL-4	a	$24,804.10^{-6}$	$2,679.10^{-7}$	Ruangan gudang bijih
5	DRR-5	DRL-5	a	$21,529.10^{-6}$	$2,742.10^{-7}$	Ruangan gudang bijih
6	DRR-6	DRL-6	a	$1,893.10^{-6}$	$3,132.10^{-7}$	Ruangan penggerusan dan pengayakan bijih
7	DRR-7	DRL-7	a	$1,608.10^{-6}$	$2,703.10^{-7}$	Ruangan pemecahan bijih
8	DRR-8	DRL-8	a	$1,109.10^{-6}$	$2,681.10^{-7}$	Koridor

Keterangan : KTD radioaktivitas di udara adalah 2.10^{-6} Bq/l
 DRR : debu radioaktif ruang kerja
 DRL : debu radioaktif lingkungan kerja





Gambar 3 : Denah Pengambilan Debu Radioaktif Ruang dan Lingkungan Kerja Preparasi Bijih Gedung 56

Keterangan :

-  Titik Pemantauan Radioaktivitas Debu Radioaktif di Urada Lingkungan Gedung 56
-  Titik Pemantauan Radioaktivitas Debu Radioaktif di Udara Ruangan Gedung 56
-  Tempat Penyimpanan "Yellow-cake"

Pada Ruang Kerja

Pada triwulan I sampai dengan triwulan IV, radioaktivitas debu radioaktif di udara ruang kerja preparasi bijih seperti pada Gambar 3 (flotasi dan alat, staf penggerusan dan pengayakan, pemecahan bijih, koridor) di bawah KTD (Tabel 1, 2 3, 4), yaitu berkisar antara $(1,104 \times 10^{-6})$ sampai dengan $1,187 \times 10^{-6}$ Bq/l. Sedangkan gudang bijih dari triwulan I sampai dengan triwulan IV sudah melebihi konsentrasi tertinggi yang diijinkan yaitu mencapai $(21,529 \times 10^{-6})$ sampai dengan $34,018 \times 10^{-6}$ Bq/l, hal ini kemungkinan disebabkan oleh bijih yang merupakan partikel halus yang disimpan mencemari udara pada ruangan gudang. Oleh karena itu setiap pekerja yang ingin masuk ke gudang bijih harus menggunakan masker dengan waktu seefisien mungkin.

Pada Lingkungan/halaman

Pengukuran radioaktivitas debu radioaktif di udara pada lingkungan preparasi bijih gedung 56 dari triwulan I, II, III dan IV pada delapan titik pengukuran (Gambar 3) semua masih di bawah konsentrasi tertinggi yang diijinkan yaitu berkisar antara dari $1,628 \cdot 10^{-7}$ sampai dengan $7,346 \cdot 10^{-7}$ Bq/l.

IV. KESIMPULAN

Radioaktivitas debu radioaktif di udara pada ruang kerja preparasi bijih (flotasi dan alat, staf penggerusan dan pengayakan, pemecahan bijih, koridor) sepanjang triwulan I sampai dengan triwulan IV di bawah konsentrasi tertinggi yang diijinkan yaitu berkisar dari $(1,011 \times 10^{-6})$ sampai dengan $1,893 \times 10^{-6}$ Bq/l, sedangkan pada gudang penyimpanan bijih di atas konsentrasi tertinggi yang diijinkan yaitu berkisar dari $(21,529 \times 10^{-6})$ sampai dengan $34,018 \times 10^{-6}$ Bq/l. Disarankan kegiatan di gudang bijih harus efisien dan efektif dengan menggunakan alat pelindung diri seperti jas-lab, masker, tutup rambut, dan lain-lain.

DAFTAR PUSTAKA

1. Undang-undang Nomor 10, tentang : Ketenaganukliran, Badan Pengawas Tenaga Nuklir, Jakarta, 1997
2. Peraturan Pemerintah Nomor 63, tentang : Keselamatan dan Kesehatan Terhadap Pemanfaatan Radiasi Pengion, Jakarta, 2000
3. BAPETEN, Surat Keputusan Nomor 01/Ka-BAPETEN/V-99, tentang Ketentuan Keselamatan Kerja Terhadap Radiasi, Jakarta, 1999
4. BAPETEN, Surat Keputusan Nomor 02/Ka-BAPETEN/V-99, tentang : Baku Tingkat Radioaktivitas di Lingkungan, Jakarta, 1999

5. BATAN, Prosedur Analisis Sampel Radioaktivitas Lingkungan, Jakarta, 1998.
6. MADE SUMATRA, Pemantauan Tingkat Raadioaktivitas di Lingkungan PPTA Pasar Jum'at Periode April 1992 sampai dengan Maret 1993, Presentasi Ilmiah Keselamatan Radiasi dan Lingkungan, Jakarta, 1993.

**Jawaban : Andung Nugroho
(PPGN – BATAN)**

1. Terima kasih atas sarannya semoga dapat ditindaklanjuti tahun berikutnya.

Tanya Jawab :

**1. Penanya : Budi Uripto
(PKTN – BATAN)**

Saran :

1. Menyangkut keselamatan pekerja radiasi mohon pada alat pemantau dipasang tipe PSA generasi terbaru atau yang lebih handal.

**Jawaban : Andung Nugroho
(PPGN – BATAN)**

1. Terima kasih atas saran dan perhatiannya semoga dapat ditindaklanjuti.

**2. Penanya : Santosa Pujiarta
(PRSG – BATAN)**

Saran :

1. Saya hanya menyarankan pada *blower exhaust* sebaiknya dipasang filter yang dapat dilepas dan diukur tingkat kontaminasinya secara periodik sehingga dapat menjamin keselamatan di lingkungan kerja.

STANDARDISASI ^{133}Ba DAN HASIL INTERKOMPARASI PROGRAM METROLOGI ASIA PASIFIK (APMP)

Nazaroh dan Hermawan Candra

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi - BATAN

ABSTRAK

STANDARDISASI ^{133}Ba DAN HASIL INTERKOMPARASI PROGRAM METROLOGI ASIA PASIFIK (APMP). Telah dilakukan standardisasi ^{133}Ba di PTKMR BATAN pada tahun 2006 dan hasilnya dikirimkan ke NMIJ/AIST (*National Metrology Institute of Japan/ Advance Institute of Science and Technology*) dalam rangka mengikuti program interkomparasi APMP (*Asia Pacific Metrology Programme*). Ada 9 partisipan termasuk Indonesia, yang ikut dalam program tersebut. Setiap peserta bebas memilih metode pengukuran aktivitas ^{133}Ba dan melaporkan hasilnya ke NMIJ. Aktivitas ^{133}Ba hasil pengukuran PTKMR-BATAN setelah dievaluasi (dinormalisir) oleh NMIJ-Jepang adalah $(102,7 \pm 3,146 \%)$ kBq/g pada tanggal acuan 28 Juni 2006 sedangkan hasil pengukuran NMIJ-Jepang adalah $(100,0 \pm 0,44 \%)$ kBq/g. Perbedaannya: 2,7 %. Hasil interkomparasi ini cukup baik karena nilai E_n yang diperoleh <1 ($E_n = 0,83$). NMIJ juga mengirimkan ^{133}Ba ke BIPM untuk di-link-kan ke SIR (*System - International of Reference*). Nilai KCRV (*Key Comparison Reference Value*), A_c untuk ^{133}Ba hasil pengukuran PTKMR Batan adalah 45,22 MBq sedangkan hasil pengukuran NMIJ-Jepang adalah 44,030 MBq. Program komparasi regional (APMP) dan BIPM ini sangat bermanfaat bagi partisipan. Hal ini dapat digunakan untuk kontrol dan jaminan mutu dari suatu pengukuran, serta ketertelusuran.

Kata kunci: aktivitas, ^{133}Ba , Interkomparasi APMP, BIPM

ABSTRACT

STANDARDIZATION OF ^{133}Ba AND RESULT OF INTERCOMPARISON OF ASIA PACIFIC METROLOGY PROGRAMME (APMP). Standardization of ^{133}Ba has been carried out by PTKMR BATAN in the year of 2006 and the result was sent to NMIJ (National Metrology Institute of Japan) for the agenda of following APMP intercomparison (Asia Pacific Metrology Programme). There was nine participants which follow in the programme, including Indonesia. Each participant was free for choosing the method of standardization of ^{133}Ba . Activity of ^{133}Ba resulted by PTKMR-Batan after evaluated (normalized) by NMIJ-Japan was (102.7 ± 3.146) kBq/g at reference time June 28, 2006 while resulted by NMIJ-Japan was $(100.0 \pm 0.44 \%)$ kBq/g. The difference was 2.7 %. NMIJ also submitted ^{133}Ba to BIPM for linking it to SIR. KCRV (Key Comparison Reference Value), A_c (^{133}Ba) resulted by PTKMR Batan was 45.22 MBq while resulted by NMIJ-Japan was 40.03 MBq. Programme of regional (APMP) and BIPM comparisons were very useful for the participants. This matter can be used for control and quality assurance as well as traceability.

Key words: activity, ^{133}Ba , APMP intercomparison, BIPM

I. PENDAHULUAN

Standardisasi radionuklida menurut Peraturan Kepala BAPETEN No.1/ 2006 adalah tindakan menyiapkan

sumber radioaktif dan menetapkan aktivitasnya menggunakan alat ukur absolut atau alat ukur yang terkalibrasi¹. Sedangkan menurut Debertin, dalam

“*Applied Radiation and Isotope*,” No. 47, halaman 423, 1996, *Standardization is the totality of all measures to obtain the final activity concentration value for a specific radionuclide*². Dari kedua definisi tersebut dapat disimpulkan bahwa standardisasi radionuklida adalah kegiatan pengukuran radionuklida dan menentukan aktivitas total atau aktivitas spesifik (aktivitas per milligram).

Mengingat pemakaian sumber radioaktif di dunia meningkat dari tahun ke tahun, sejak tahun 1951 sudah dirintis kerjasama Internasional dalam rangka interkomparasi pengukuran aktivitas radionuklida. Hal tersebut bertujuan untuk mendapatkan kesesuaian dalam pengukuran aktivitas. Pada waktu itu perwakilan dari berbagai negara seperti Kanada, *United Kingdom* (UK), dan *United State of America* (USA) menyetujui untuk melakukan interkomparasi pengukuran aktivitas ¹⁴C, ²⁴Na, ³²P, ⁶⁰Co, ⁸²Br, ⁹⁰Sr/Y, ¹³¹I, ²⁰⁴Tl, dan ¹⁹⁸Au.

Dibentuklah suatu komisi internasional di bidang pengukuran dan satuan radiologi yaitu *ICRU* (*International Commission on Radiological Units and Measurements*) dan beberapa tahun kemudian dibentuk pula *Bureau International des Poids et Mesures* (*BIPM*) yang bertindak

sebagai koordinator kegiatan interkomparasi pengukuran aktivitas, yang anggotanya adalah semua kepala laboratorium standardisasi.

Kegiatan tersebut dapat diikuti secara aktif dengan mengajukan permohonan kepada BIPM dan BIPM akan memberikan formulir yang berisi tentang metode standardisasi yang digunakan dan rentang waktu pengukuran. Selanjutnya PTKMR mengirimkan zat radioaktif dalam ampul gelas, dalam rentang aktivitas antara 0,5 – 55 MBq, dengan volume yang dipersyaratkan ($3,6 \pm 0,2$) gram bersama dengan formulir BIPM yang telah diisi dengan data-data hasil pengukuran aktivitas dan metode standardisasi yang digunakan, preparasi sampel, serta anggaran ketidakpastian untuk evaluasi³.

Sampel yang telah ditetapkan aktivitasnya oleh partisipan diukur oleh BIPM menggunakan *calibrated pressurized ionization chamber* dengan sumber standard ²²⁶Ra. Hasil interkomparasi ini akan diterbitkan oleh BIPM dalam bentuk lembaran *ICRM* (*International Committee for Radionuclide Metrology*) dan dikirimkan ke negara-negara partisipan setelah mendapatkan izin dari laboratorium partisipan.

Kegiatan interkomparasi dapat pula dilakukan dengan cara pasif, artinya menunggu bilamana ada program interkomparasi yang ditawarkan. Program interkomparasi ini diselenggarakan setiap tahun oleh NMIJ-AIST (*National Metrology Institute of Japan – Advance Institute of Science and Technology*). Sampel yang dikirimkan oleh NMIJ harus distandarkan dalam jangka waktu tertentu dan hasil standardisasinya dikirimkan bersama formulir yang telah ditetapkan. NMIJ sebagai penyelenggara interkomparasi mengukur dan mendistribusikan sampel tersebut ke kawasan regional/ negara-negara Asia Pasifik dan mengirimkan sampel tersebut ke BIPM untuk mendapatkan nilai A_e , KCRV (*Key Comparison Reference Value*)⁴.

Interkomparasi regional ^{133}Ba ini diselenggarakan pada bulan Februari 2006 dengan nama *Asia Pacific Metrology Programme – Radio Isotope II- (APMP.RI (II)-K2. ^{133}Ba* . Barium 133 dipilih dalam program interkomparasi ini karena ^{133}Ba merupakan radionuklida pemancar multi gamma yang memiliki waktu paro panjang sehingga dapat digunakan sebagai sumber standar.

Sembilan laboratorium telah berpartisipasi dalam kegiatan ini, termasuk NMIJ-Jepang. Delapan NMI (*National Metrology Institute*) melakukan standardisasi ^{133}Ba secara absolut

sedangkan PTKMR BATAN melakukan standardisasi ^{133}Ba secara relatif, menggunakan sistem pencacah HPGe.

Adapun tujuan dilakukannya kegiatan interkomparasi pengukuran aktivitas adalah:

Menetapkan dan menjaga keseragaman standardisasi/pengukuran aktivitas, memperbaiki ketepatan pengukuran aktivitas, memelihara kontrol mutu (*quality control*) dan jaminan mutu (*quality assurance*) suatu pengujian atau pengukuran, sebagai uji sistem pengukuran nasional untuk mencapai ketertelusuran (*traceability*) ke Standar Internasional, sebagai uji kompetensi laboratorium (yang merupakan salah satu persyaratan untuk pengajuan akreditasi) berdasarkan SNI-19-17025-2005 dan membantu laboratorium yang sedang berkembang dalam pengukuran aktivitas.

Pada makalah ini disajikan hasil standardisasi/ pengukuran aktivitas ^{133}Ba oleh PTKMR-BATAN dan hasil pengukuran 8 institusi lainnya, yang berpartisipasi dalam program interkomparasi ini dengan metode mereka sendiri.

II. TEORI

Ba-133 adalah nuklida yang bersifat radioaktif dan memiliki waktu paro 10,54 tahun⁵. Barium 133 meluruh dengan memancarkan sinar gamma 81 keV (34 %); 276,39 keV (7,1%); 302,85

keV (18,33 %); 356,01 keV (62,3 %); dan 383,85 keV (8,92 %) [5]. ^{133}Ba dapat distandarkan atau ditentukan aktivitasnya baik dengan metode absolut atau relatif.

Satuan aktivitas adalah curie (Ci) atau becquerel (Bq). 1Ci adalah banyaknya inti zat radioaktif yang berdisintegrasi per detik sebanyak $3,7 \cdot 10^{10}$. Pada tahun 1960, *International System of Units* (SI), tidak memberlakukan satuan curie, namun satuan tersebut masih digunakan untuk alasan praktis. Pada tahun 1975 satuan aktivitas digantikan dengan satuan becquerel yang identik dengan per detik (s^{-1}), untuk menghargai ahli fisika yang bernama Henry Becquerel.

Pada tahun 1980, ICRU (*International Commission on Radiological and Unit*) mendefinisikan aktivitas sebagai banyaknya inti radioaktif pada suatu energi tertentu pada waktu tertentu, yang dinyatakan sebagai dN/dt , dimana dN adalah jumlah transisi inti spontan dari energi tertentu dalam interval waktu dt . $A = dN/dt$.

Pengukuran aktivitas dapat dilakukan secara langsung (*direct measurement*), relatif (*relative measurement*) dan mendekati langsung (*near direct measurement*). Pengukuran aktivitas secara langsung (pengukuran absolut) hanya berdasarkan pada

pengukuran laju cacah sampel tanpa menggunakan sumber standar. Ketepatan dan ketidakpastian pengukuran sangat bergantung pada jenis radionuklida, *skill* pelaksana standardisasi, dan instrumen yang digunakan. Pengukuran aktivitas secara langsung membutuhkan waktu yang lebih lama (*time consuming*). Untuk pengukuran aktivitas secara langsung dapat digunakan sistem pencacah koinsidensi, sistem pencacah anti koinsidensi atau sistem pencacah kalorimeter

Pengukuran aktivitas secara relatif adalah pengukuran aktivitas menggunakan alat cacah relatif seperti sistem pencacah kamar pengion atau sistem pencacah spektrometri. Dalam penentuan aktivitasnya memerlukan sumber standar sebagai pembanding.

Telah disebutkan di muka bahwa salah satu tujuan interkomparasi adalah untuk mendapatkan *traceability* (ketertelusuran) pengukuran. Menurut R.L. Kathren, *Traceability is series of steps and associated documentation by which a measurement or measuring instrument is relatable to a recognized standard*.

Selain diinterkomparasikan di kawasan regional, sampel ^{133}Ba diinterkomparasikan ke BIPM untuk mendapatkan nilai A_e , aktivitas ekivalen

yaitu aktivitas yang dapat menghasilkan arus yang sama dengan radium-226. Nilai aktivitas ekivalen dari setiap radionuklida adalah spesifik. Aktivitas ekivalen dapat ditentukan dan dihitung dengan memasukkan nilai aktivitas yang dikirimkan NMIJ-Jepang, dengan rumus berikut:

$$A_e(\text{Ba}) = (I_{\text{Ra}}/I_{\text{Ba}}) A_{\text{Ba}} \dots\dots\dots (1)$$

dengan :

- A_e : aktivitas ekivalen Ba (MBq)
- I_{Ba} : arus ^{133}Ba yang terukur pada kamar pengion SIR (*System-International of Reference* (pA)
- I_{Ra} : arus radium standard (milik SIR) yang terukur pada kamar pengion SIR (pA)
- A_{Ba} : nilai aktivitas ^{133}Ba yang dikirimkan NMIJ (MBq)

Apabila aktivitas ^{133}Ba yang dikirimkan Jepang tepat, maka aktivitas ekivalennya akan berada pada nilai rerata yang dihasilkan dari negara-negara lain.

Nilai aktivitas ekivalen ^{133}Ba oleh laboratorium partisipan untuk setiap NMI, disajikan pada Gambar 4.

Hasil $(A/m)_i$, untuk laboratorium peserta APMP di-link-kan ke SIR, dengan rumus berikut ⁴:

$$A_{ei} = (A/m)_i \times (A_{e,\text{NMIJ}}/(A/m)_{\text{NMIJ}}) \dots\dots\dots (2)$$

$$A_{ei} = (A/m)_i \times 44030/(A/m)_{\text{NMIJ}} \dots\dots\dots (3)$$

Pada Gambar 1. disajikan bagan silsilah pohon ketertelusuran standar. Sumber standar internasional adalah standar tertinggi dan dikontrol oleh BIPM. Sedangkan standar nasional merupakan standar yang tertinggi di suatu negara, diukur dengan alat yang canggih dan tertelusur ke standar internasional serta memiliki ketidakpastian minimum dan yang terendah adalah bukan standar karena tidak diketahui aktivitas dan ketidakpastiannya.



Gambar 1. Bagan silsilah pohon ketertelusuran sumber standar

III. TATA KERJA

Peralatan dan bahan

- Sampel ^{133}Ba dalam bentuk larutan, dengan nomor kode #A0605
- Sumber standar ^{133}Ba KH837, $A_0 = 372 \text{ kBq}$ (Tgl. Acuan: 1 Februari 2002)
- Sumber standar ^{152}Eu (15,18 mikro Ci) pada tanggal 4 Januari 1980.
- Sistem pencacah spektrometri gamma dengan detektor germanium kemurnian tinggi (HPGe)

Cara kerja

Larutan ^{133}Ba dengan nomor kode #A0605 dalam bentuk kimia BaCl_2 (0,1 N HCl) seberat 4,9984 gram, dengan perkiraan aktivitas 10 MBq dikirimkan ke PTKMR. Sampel ^{133}Ba dipreparasi sebanyak 15 sampel dalam bentuk “*point source*”, ditimbang dengan timbangan semi-mikro dan hasil timbangan



Gambar 2. Berbagai bentuk sumber standar untuk pengukuran aktivitas

dikoreksi dengan faktor koreksi *buoyancy*. Setelah sampel kering, diukur menggunakan sistem pencacah spektrometri gamma. (HPGe).

Pencacahan dilakukan dengan 2 metode. Metode pertama dengan mencacah seluruh energi yang dipancarkan ^{133}Ba sedangkan metode kedua dengan mencacah 2 energi gamma 81 dan 356 keV. Masing-masing sampel dicacah selama 3600 detik. Perhitungan aktivitas ^{133}Ba dikoreksi dengan *deadtime* dan *background* dan dibandingkan dengan sumber standar, serta dikoreksi terhadap waktu acuan. Setelah dievaluasi, hasil pengukuran ^{133}Ba yang disajikan pada Tabel 1 dan 2 dikirimkan ke Jepang. dengan tanggal acuan aktivitas 1 April 2006.



Gambar 3. Sistem pencacah spektrometri gamma dengan detektor HPGe untuk pengukuran aktivitas ^{133}Ba .

IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

PTKMR-BATAN menggunakan metode relatif untuk penentuan aktivitas ^{133}Ba . Sistem pencacah yang digunakan adalah sistem pencacah spektrometri gamma dengan detektor HPGe, yang dikalibrasi energinya dengan sumber titik

^{152}Eu buatan LMRI (*Laboratoire Metrologie Rayonnement Ionisants*) - Perancis. Aktivitas acuan ^{152}Eu adalah 15,18 μCi pada tanggal 4 Januari 1980. Sedangkan sumber standar yang digunakan untuk menghitung aktivitas ^{133}Ba adalah ^{133}Ba dengan nomor kode KH837 buatan Amersham.

Tabel 1. Hasil pengukuran aktivitas ^{133}Ba menggunakan sistem pencacah HPGe, dianalisis dengan 5 energi gamma pada tanggal acuan 1 April 2006

No	m (mg)	Tanggal	E ₁	E ₂	E ₃	E ₄	E ₅	Aktivitas (kBq/g)
		Pengukuran	81 keV	276,39	302,85	356,01	383,85	1/4/2006
	KH837	31 Mei 2006	178,380	24,354	56,260	160,891	21,359	279,893
1	26,37767	31 Mei 2006	30,984	4,155	9,652	27,717	3,713	1849,189
2	19,91088	31 Mei 2006	24,032	3,246	7,533	21,578	2,896	1908,713
3	16,18698	31 Mei 2006	19,404	2,647	6,149	17,440	2,350	1905,859
4	14,97571	31 Mei 2006	18,301	2,458	5,650	16,316	2,191	1919,143
5	24,13532	31 Mei 2006	29,159	3,941	9,127	25,868	3,394	1892,574
6	26,84816	31 Mei 2006	31,741	4,285	10,047	28,356	3,758	1864,558
7	24,465566	31 Mei 2006	29,304	3,986	9,303	26,464	3,547	1905,530
	KH837	2 Juni 2006	178,195	24,448	56,223	160,566	21,385	279,792
8	21,16220	2 Juni 2006	25,428	3,429	8,073	22,802	2,999	1895,301
9	13,01365	2 Juni 2006	15,518	2,119	4,982	13,887	1,894	1901,942
10	21,66272	2 Juni 2006	25,944	3,457	8,051	23,360	3,118	1884,616
	KH837	5 Juni 2006	176,284	24,221	56,405	161,447	21,349	279,641
11	19,70066	5 Juni 2006	22,814	3,162	7,217	20,520	2,699	1842,420
12	23,48463	5 Juni 2006	28,020	3,884	8,986	25,314	3,397	1914,397
13	26,89821	5 Juni 2006	32,044	4,400	10,221	28,918	3,790	1896,053
14	19,75072	5 Juni 2006	23,485	3,207	7,364	21,243	2,836	1892,719
15	29,62107	5 Juni 2006	34,918	4,878	11,179	31,368	4,261	1894,254
							Rerata =	1891,151 ± 22,54

Tabel 2. Hasil pengukuran aktivitas ^{133}Ba menggunakan sistem pencacah HPGe dianalisis dengan dua energi gamma pada tanggal acuan 1 April 2006.

No	m (mg)	Tgl. Pengukuran	E ₁ (81 keV)	E ₄ (356,01keV)	Aktivitas (kBq/g)
	KH837	31 Mei 2006	178,380	160,891	279,893
1	26,37767	31 Mei 2006	30,984	27,717	1855,475
2	19,91088	31 Mei 2006	24,032	21,578	1910,112
3	16,18698	31 Mei 2006	19,404	17,440	1898,007
4	14,97571	31 Mei 2006	18,301	16,316	1927,105
5	24,13532	31 Mei 2006	29,159	25,868	1900,499
6	26,84816	31 Mei 2006	31,741	28,356	1866,232
7	24,46557	31 Mei 2006	29,304	26,464	1900,991
	KH837	2 Juni 2006	178,195	160,566	279,792
8	21,16220	2 Juni 2006	25,428	22,802	1903,254
9	13,01365	2 Juni 2006	15,518	13,887	1886,784
10	21,66272	2 Juni 2006	25,944	23,360	1900,876
	KH837	5 Juni 2006	176,284	161,447	279,641
11	19,70066	5 Juni 2006	22,814	20,520	1842,002
12	23,48463	5 Juni 2006	28,020	25,314	1901,964
13	26,89821	5 Juni 2006	32,044	28,918	1898,050
14	19,75072	5 Juni 2006	23,485	21,243	1896,657
15	29,62107	5 Juni 2006	34,918	31,368	1873,927
				Rata-rata =	1890,796±22,27

Hasil pengukuran aktivitas ^{133}Ba rerata apabila 5 energi yang diamati adalah $(1891,151 \pm 22,54)$ kBq/g (disajikan pada Tabel 1), sedangkan apabila hanya dua energi yang diamati, aktivitas ^{133}Ba rerata adalah : $(1890,796 \pm 22,27)$ kBq/g (disajikan pada Tabel 2). Nilai rerata aktivitas ^{133}Ba pada tanggal 1 April 2006 adalah: $(1890,97 \pm 31,69)$

kBq/g, yang merupakan rerata dari hasil pengukuran 15 sampel dengan 2 metode pengukuran. Sedangkan rentang ketidakpastian dengan *confidence level* 95 % adalah sebesar 3,146 %. Hasil ini kemudian dievaluasi (dinormalisir) oleh NMIJ-Jepang sehingga hasilnya seperti tersaji pada Tabel 3, Gambar 4 dan 5.

Tabel 3. Hasil interkomparasi regional ^{133}Ba yang di-link-kan ke SIR, dinormalisir dengan NMIJ ⁶.

NMI	Metode	A_s (kBqg ⁻¹)	Relative uncertainty [%], k=2	E_n	Tgl Pengkuk.
CSIR-NML Afrika Selatan	4π (LS)(x,e)- γ	99,5	0,49	-0,82	30/06/06
INER Taiwan	4P-PC-BP-NA-GR-CO	100,0	0,6	-0,036	20/06/06
ANSTO	4P-IC-GR-00-00-00	99,7	0,82	-0,34	01/05/06
INST	4P-IC-GR-00-00-00	104,9	5	0,94	28/06/06
BARC	4P-IC-GR-00-00-00	96,2	2,77	-1,4	30/06/06
NIM China	4π (PC)(x,e)- γ	100,5	1,3	-0,37	16/06/06
NMIJ Jepang	4P-PC-MX-NaGR-CO	100,0	0,44	-	21/03/06
NSRL-OAP	4P-IC-GR-00-00-00	99,4	3,5	-0,18	30/06/06
PTKMR -Indonesia	HPGe	102,7	3,146	0,83	28/06/06

Tabel 4. Laboratorium Partisipan dalam BIPM.RI(II)-K1. ^{133}Ba ⁶.

Akronim	NMI	Nama Lengkap	Negara	Organisasi Metrologi Regional	Tgl Penguk. BIPM
BIPM	-	Bureau Intern.des Poids et Mesures	-	-	19-03-1976
KAE	-	Korea Atomic Energy Research Institute	Korea	APMP	04-06-1976
NAC*	CSIR-NML	National Metrology Lab.	South Africa	SADCMET	14-11-1980 29-04-1982 01-12-1983 17-03-1999
-	NPL	National Physical Laboratory	UK	EUROMET	07-10-1981
IER	IRA	Inst.de Radiophysique Appliqueee	Switzerland	EUROMET	22-12-1983 01-12-2000
-	OMH	Orszagos Meresugyi Hivatal	Hungary	EUROMET	07-06-1984
UVVVR	CMI-IIR	Czech Metrological Inst., Inspectorate for Ionizing Rad.	Republik Czechnya	EUROMET	01-03-1985
NBS	NIST	National Inst.of Standards and Technology	US	SIM	05-01-1988 24-01-1997
EIL	NMIJ	National Metrology Inst.of Japan	Japan	APMP	05-12-1994 16-03-2004
LPRI	LNE**LNHB	Laboratoire nat.de metrologie et d'essais- Laboratoire national Henry Becquerel			26-02-1997
-	LNMRI	Laboratorio Nacional de Metrologia das Radiacoes Ionizantes	Brazil	SIM	28-10-1997
-	PTB	Physikalish -Technische Bundesanstalt	Germany	EOROMET	01-12-1999

- * Laboratorium lain dalam Negara tersebut
- ** Perubahan afiliasi tahun 2005

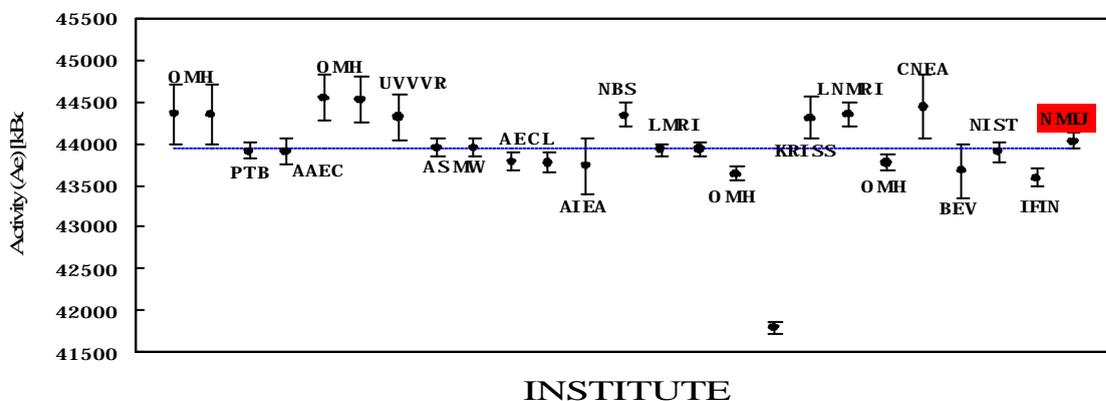
Tabel 5. Laboratorium Partisipasi komparasi APMP.RI(II)-K2. $^{133}\text{Ba}^6$.

NMI	Nama Lengkap	Negara	Organisasi Metrologi Regional
CSIR-NML	National Metrology Laboratory	South Africa	SADCMET
INER	Institute of Nuclear Energy Research	Chinese Taipei	APMP
NIM	National Institute of Metrology	China	APMP
NMIJ/AIST	National Metrology Inst.of Japan	Jepang	APMP
INST	Institute of Nuclear Science and Technology	Vietnam	APMP
BARC	Babha Atomic Research Centre	India	APMP
PTKMR	Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi	Indonesia	APMP
NSRL-OAP	National Standard Radioactivity Laboratory Office of Atoms for Peace	Thailand	APMP
ANSTO	Australian Nuclear Science and Technology Organization	Australia	APMP

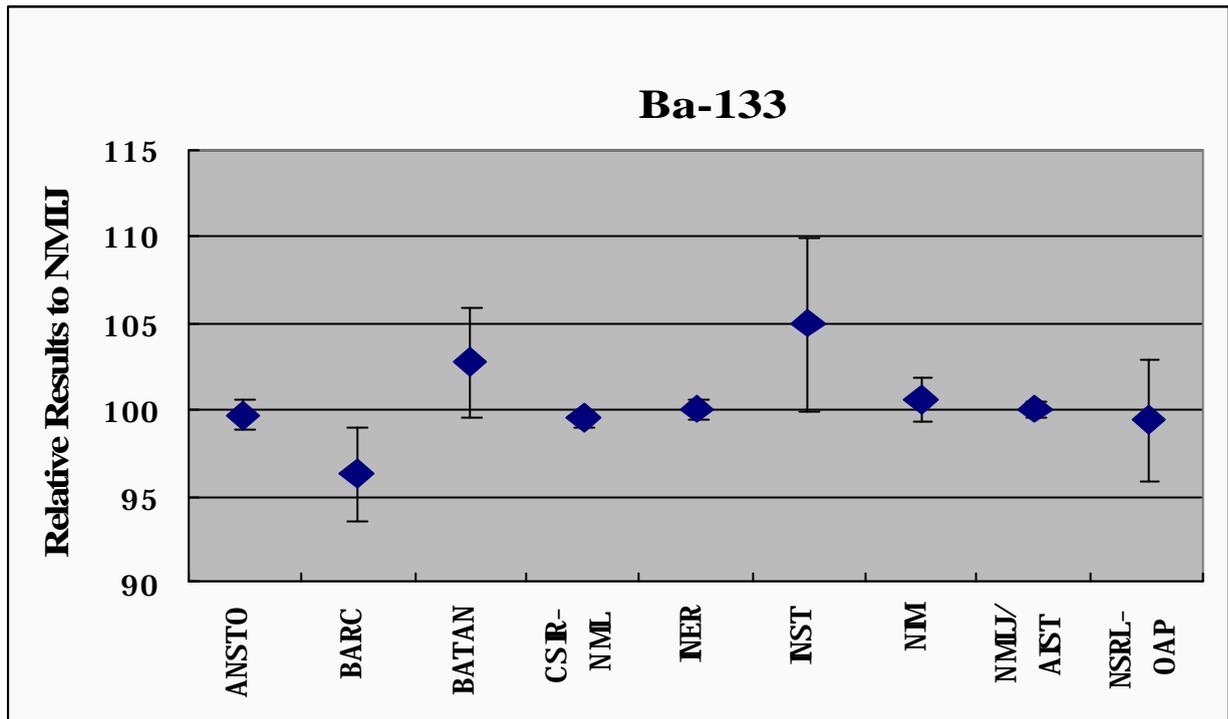
Setiap NMI yang mengirimkan ampulnya ke SIR, mengukurnya dengan metode standardisasi primer (metode absolut) atau dengan menggunakan metode sekunder (kamar pengion yang terkalibrasi). Dalam hal yang terakhir, ketertelusuran dari kalibrasi tersebut harus jelas. Pada Tabel 3, disajikan secara singkat metode standardisasi untuk setiap laboratorium, aktivitas yang

dikirimkan dan ketidakpastian standar relatif, dengan $k = 2$.

Setiap NMI yang mengirimkan ampul ke SIR berhak memiliki satu hasil KCDB (*Key Comparison Data Base*) sepanjang NMI tersebut merupakan penanda tangan atau badan yang ditunjuk/ yang tertera dalam MRA (*Mutual Recognizing Authority*). Setiap NMI boleh menarik hasilnya (*withdraw*) jika semua partisipan setuju.



Gambar 4. Hasil interkomparasi pengukuran aktivitas ^{133}Ba yang diselenggarakan oleh BIPM ⁶
 [SIR Results (Draft A of BIPM)]



Gambar 5. Hasil interkomparasi pengukuran aktivitas ¹³³Ba relatif terhadap NMIJ⁶.

Data semua laboratorium yang mengikuti komparasi ke SIR disimpan dalam *data base* yang disebut *mother file* (dokumen induk). Nilai KCRV (*Key Comparison Reference Value*) A_e untuk ¹³³Ba diturunkan dari hasil rerata yang dikirimkan ke SIR dengan ketentuan sebagai berikut:

- Hanya larutan yang distandarkan secara primer atau pengukuran kamar pengion yang secara langsung tertelusur ke pengukuran primer yang diterima.
- Setiap NMI atau laboratorium lain hanya memiliki satu hasil (hasil

terkini atau rerata dari ampul yang dikirimkan).

- Setiap laboratorium yang gagal dalam interkomparasi (perbedaan hasil pengukurannya besar dibandingkan dengan rerata pengukuran laboratorium lain) diidentifikasi menggunakan *chi-squared test* dan laboratorium tersebut dapat melakukan pengulangan.
- Pengeluaran (*withdraw*) harus disetujui oleh CCRI(II).

Nilai KCRV (A_e) untuk ¹³³Ba yang baru, yaitu 43,951 MBq, dihitung

dari hasil rerata 24 laboratorium primer (Gambar 4). Nilai A_e (^{133}Ba) yang ditentukan oleh PTKMR BATAN dapat dihitung dengan persamaan (3) yaitu sebesar 45,22 MBq. Perbedaan dengan hasil rerata 24 laboratorium adalah 2,9 %.

Manfaat dari hasil interkomparasi ini adalah diperolehnya nilai aktivitas ^{133}Ba acuan/standar dan merupakan standar nasional yang tertelusur langsung ke pengukuran internasional. Sumber standar ini dapat digunakan untuk mengkalibrasi 3 kamar pengion milik PTKMR-BATAN atau sebagai standar untuk system pencacah spektrometri gamma. Apabila hasil interkomparasi tidak memuaskan maka dapat dilakukan komparasi bilateral dengan perjanjian terlebih dahulu atau dengan melakukan permintaan interkomparasi langsung ke SIR. SIR memberikan kesempatan kepada laboratorium nasional untuk uji kompetensi dan mengecek kepercayaan pengukuran aktivitas radionuklida setiap saat. Tentu saja untuk hal ini memerlukan biaya yang tidak sedikit.

V. KESIMPULAN

1. Hasil pengukuran aktivitas ^{133}Ba oleh PTKMR-BATAN memiliki perbedaan +2,7 % dibandingkan

dengan NMIJ Jepang dan memiliki ketidakpastian 3,146 %, untuk $k = 2$.

2. Nilai A_e , KCRV untuk ^{133}Ba hasil pengukuran PTKMR BATAN adalah 45,22 MBq sedangkan hasil pengukuran NMIJ-Jepang adalah 44,030 MBq, dan hasil rerata 24 laboratorium 43,951 MBq.

SARAN

1. Nilai KCRV setiap radionuklida dapat diperbaharui oleh SIR bila ada partisipan yang mengirimkan radionuklida ke BIPM, dan hasilnya mendekati dengan partisipan lain.
2. Program komparasi regional dan BIPM sangat bermanfaat bagi partisipan. Hal ini dapat digunakan untuk kontrol mutu dan jaminan mutu dari suatu pengukuran serta untuk ketertelusuran.

DAFTAR PUSTAKA

1. PERATURAN KEPALA BAPETEN No.1/ 2006 tentang Laboratorium Dosimetri, Kalibrasi Alat Ukur Radiasi dan Keluaran Sumber Radiasi Terapi, dan Standardisasi Radionuklida.
2. DEBERTIN K., "Applied Radiation and Isotope," No. 47, p. 423, (1996)
3. RATEL G., MICHOTTE C., BIPM Comparison.RI(II)-

- K1. ^{133}Ba of activity measurements of the radionuclide and links for the 1976 international comparison CCRI(II)-K2. ^{133}Ba , (2003) Metrologia 40 06012.
4. WOODS M.J., REHER D.F.G. and RATEL G., Equivalence in radionuclide metrology, Appl. Radiat. Isotope, (2000), 52, 313-318.
 5. ICRP 38, Radionuclide Transformation: Energy and Intensity of Emissions, vol. 11-13, 1983.
 6. YUNOKI A., SHAHA V.V., NAZAROH, B.SIMPSON, MC YUAN, DD. NHAN, Y.YUANDI, T.SOODPRASERT, (2006), APMP comparison of the activity measurement of ^{133}Ba , APMP/TCRI.
 7. RATEL G., Evaluation of the uncertainty of the degree of equivalence, (2005), Metrologia 42, 140-144.

STUDI PENENTUAN KOEFISIEN DISTRIBUSI PROPANOL SEBAGAI PERUNUT DALAM CONTOH MINYAK LAPANGAN PRABUMULIH SUMATERA SELATAN

N. Laksminingpuri Ritonga dan Rasi Prasetio

Pusat Aplikasi Teknologi Isotop dan Radiasi-BATAN

ABSTRAK

STUDI PENENTUAN KOEFISIEN DISTRIBUSI PROPANOL SEBAGAI PERUNUT DALAM CONTOH MINYAK LAPANGAN PRABUMULIH SUMATERA SELATAN. Telah dilakukan studi penentuan koefisien distribusi propanol sebagai perunut dalam contoh minyak lapangan Prabumulih. Penelitian dilakukan dengan menggunakan metode *batch test*, contoh minyak bumi yang berbentuk pasta diperlakukan dengan dua cara yaitu dengan menggunakan pasir dan tanpa menggunakan pasir. Contoh minyak bumi ditambahkan propanol dengan bobot dan konsentrasi yang berbeda dan dimasukkan pula pasir. Campuran tersebut kemudian dikocok dengan kecepatan 4 rpm selama satu jam dan dibiarkan semalam hingga terjadi pemisahan. Fase cair kemudian diambil dan disaring, hasil saringan diukur dengan alat kromatografi gas. Sedangkan contoh tanpa pasir diperlakukan sama dengan contoh menggunakan pasir. Data hasil pengukuran ditampilkan dalam bentuk luas area yang kemudian dihitung koefisien distribusinya. Hasil menunjukkan bahwa nilai koefisien distribusi standar adalah 0,28 L/g dan koefisien distribusi untuk contoh dengan pasir adalah $0,73 \times 10^{-3}$ L/g sedangkan koefisien distribusi tanpa pasir adalah $0,28 \times 10^{-3}$ L/g. Nilai koefisien distribusi yang diperoleh dari hasil analisis lebih kecil dari nilai standar koefisien distribusi propanol. Nilai koefisien distribusi pada contoh dengan menggunakan pasir lebih besar daripada contoh tanpa menggunakan pasir.

Kata kunci : perunut aktif, propanol, koefisien distribusi, minyak bumi.

ABSTRACT

STUDY OF PROPANOL DISTRIBUTION COEFFICIENT MEASUREMENT AS A TRACER IN OIL SAMPLE FROM PRABUMULIH FIELD, SOUTH SUMATERA. A study of propanol distribution coefficient measurement as tracer in oil sample from Prabumulih field has been done. The research is done by using batch test method, where pasta-like crude oil sample was treated in two ways i.e. with sand and without sand. The crude oil is mixed with propanol in different weight and concentration and also sand. The mixture is shake at 4 rpm for one hour and then settled in a night until the phase is separated. The liquid phase is separated and filtered, then the filtrate is measured by gas chromatography. Whereas the treatment of sample without sand is the same as the sample with sand. The measurement result was displayed as peak area, and then calculated into distribution coefficient value. The result of calculation shows the value of standard's distribution coefficient is 0.28 L/g, whereas distribution coefficient of sample with sand is 0.73×10^{-3} L/g and for sample without sand is 0.28×10^{-3} L/g. The value of distribution coefficient from analysis result is smaller than the standard distribution coefficient of propanol. The value of distribution coefficient from sample with sand is larger than the distribution coefficient of sample without sand.

Keywords: active tracer, propanol, distribution coefficient, crude oil.

I. PENDAHULUAN

Minyak bumi adalah sumber energi yang dibutuhkan manusia untuk menjalankan segala aktivitasnya, baik untuk pembangkit tenaga listrik, bahan bakar kendaraan bermotor dan sebagainya dan merupakan sumber energi yang tidak dapat diperbaharui.

Produksi minyak bumi secara alam hanya dapat terekstraksi sekitar 25% OOIP (*Original Oil in Place*), sedangkan 75% minyak bumi masih tertinggal di dalam pori dan celah batuan⁹, sehingga cara tersebut belum dapat memproduksi minyak bumi secara optimal, maka perlu dilakukan suatu cara untuk mengambil kembali sisa minyak tersebut. Salah satu cara adalah dengan menggunakan teknik perunut (*tracer*). Teknik perunut memiliki peranan penting dalam penelitian lapangan minyak bumi yaitu untuk mengetahui interkoneksi antara sumur injeksi dan sumur produksi serta memprediksi efektifitas gerakan fluida⁹.

Perunut (*tracer*) adalah suatu zat yang spesifik, mudah dideteksi dan diukur baik selama masih berada di dalam sistem atau setelah keluar dari sistem. Perunut dibagi dalam dua katagori yaitu perunut ideal/pasif dan perunut partisi/aktif. Perunut pasif digunakan dalam sistem satu fasa, perunut pasif biasanya

digunakan dalam penelitian hubungan antar sumur injeksi dan produksi untuk mendapatkan informasi tentang pola aliran dan konservasi lingkungan. Data perunut tersebut dapat digunakan untuk meningkatkan model dari reservoir. Sedangkan perunut aktif digunakan pada *reservoir* hidrokarbon/minyak bumi baik menggunakan cara sumur tunggal maupun sumur ganda untuk memperkirakan sisa kandungan minyak bumi dalam *reservoir* (EOR)¹¹.

Perunut yang digunakan dalam sistem air umumnya adalah *tritiated water* (HTO), tiosianida dan asam mono fluoro bensoat, sedangkan pada sistem dua fase adalah dapat berupa gas seperti *tritiated methane*, SF₆ dan beberapa perfluorokarbon atau dapat pula berupa turunan alkohol.

Dalam penelitian ini digunakan propanol yang akan dilabelkan pada perunut pasif. Pelabelan ini berdasarkan kesamaan atom yang dimiliki oleh senyawa dari perunut aktif maupun pasif. Propanol memiliki rumus molekul CH₃CH₂CH₂OH berdasarkan rumus tersebut propanol memiliki atom C dan atom H yang salah satunya dimiliki oleh tritium dan karbon-14, maka propanol dapat dilabelkan dengan tritium (³H) yang

memiliki atom H atau ^{14}C yang memiliki atom C.

Salah satu faktor untuk mendapatkan informasi mengenai arah dan gerakan perunut yaitu dengan menentukan koefisien distribusi. Pada penelitian ini digunakan propanol karena mudah terdistribusi, mudah diambil kembali dan dideteksi secara kromatografi gas.

Penentuan koefisien distribusi propanol dilakukan dengan menggunakan metode *batch test* yang menggunakan dua cara yaitu contoh tanpa menggunakan pasir dan contoh dengan menggunakan pasir. Contoh minyak bumi yang berasal dari lapangan minyak bumi Sopa Prabumulih Sumatera Selatan yang telah dicampur dengan atau tanpa pasir dan propanol didiamkan selama 24 jam hingga terjadi pemisahan, kemudian propanol dalam fase air diambil dan diukur dengan alat kromatografi gas.

Penelitian ini merupakan studi pendahuluan yang bertujuan untuk mengetahui konsentrasi propanol yang terdistribusi pada contoh minyak dan air melalui penentuan koefisien distribusi yaitu dengan menghitung banyaknya propanol yang terdistribusi dalam air dan minyak bumi. Hasil studi pendahuluan tersebut akhirnya dapat diaplikasikan di lapangan minyak bumi.

II. TATA KERJA

Bahan dan Alat

Bahan yang digunakan dalam percobaan ini meliputi bahan uji dan bahan kimia. Bahan uji yang digunakan adalah sampel minyak bumi (*crude oil*) yang berasal dari lapangan minyak bumi Sopa Prabumulih Sumatera Selatan. Propanol, pasir (tanpa kriteria tertentu), aquades, deret larutan standar propanol 10, 15, 20, 25, 30, 35, 40 ppm. Alat yang digunakan adalah Kromatografi gas Shimadzu GC 14B, *Shaker*, oven mantel pemanas, timbangan, pengayak, termometer, kertas saring Whatman No. 41 serta peralatan gelas lainnya.

Metode

Preparasi contoh

Preparasi contoh dilakukan terhadap contoh minyak bumi yang berasal dari lapangan minyak bumi Sopa Prabumulih Sumatera Selatan dengan menggunakan metode *batch test*. Perlakuan terhadap contoh dilakukan dengan dua cara yaitu contoh tanpa menggunakan pasir dan contoh dengan menggunakan pasir. Contoh minyak bumi dipanaskan dengan pemanas untuk menghilangkan kadar airnya sampai berbentuk pasta. Pasir yang akan digunakan dicuci bersih dan dikeringkan

dalam oven, lalu pasir diayak dengan ayakan berukuran 1 Mesh.

Untuk keperluan pengukuran dengan alat kromatografi gas dibuat deret larutan standar propanol dengan konsentrasi 10, 15, 20, 25, 30, 35, dan 40 ppm.

Batch Test

1. Contoh dengan menggunakan pasir

Pasir yang telah diayak dimasukkan kedalam erlenmeyer sebanyak 30 gram dan ditambahkan 20 gram propanol dengan konsentrasi 20 ppm dan 80 gram contoh. Erlenmeyer yang berisi contoh tersebut dikocok dengan menggunakan alat pengocok (shaker) dengan kecepatan 4 rpm selama satu jam. Contoh dibiarkan selama 24 jam hingga terjadi pemisahan. Fase cair dalam contoh kemudian diambil menggunakan pipet kemudian disaring dan dimasukkan kedalam botol sampel. Pengukuran hasil saringan dilakukan sebanyak lima kali dengan alat kromatografi gas. Data yang diperoleh berupa kromatogram yang luas area dari kromatogram contoh diolah secara matematis. Perlakuan yang sama dilakukan untuk konsentrasi propanol 30 dan 40 ppm.

2. Tanpa menggunakan pasir

Sebanyak 20 gram propanol dengan konsentrasi 20 ppm dan 80 gram contoh ke dalam erlenmeyer. Contoh kemudian dikocok menggunakan *shaker* selama satu jam dengan kecepatan 4 rpm. Dibiarkan selama 24 jam hingga terjadi pemisahan antara fase padat dan cair. Selanjutnya diperlakukan sama dengan contoh dengan menggunakan pasir.

Pengukuran dengan kromatografi gas Pengukuran Standar

Larutan standar propanol dengan konsentrasi 10, 15, 20, 25, 30, 35, 40 ppm diinjeksikan sebanyak 2 μ L dengan 10 kali ulangan. Luas area masing-masing standar diplot terhadap masing-masing konsentrasi standar sehingga diperoleh kurva kalibrasi.

Pengukuran Contoh

Larutan contoh diinjeksikan kedalam kromatografi gas sebanyak 2 μ L dengan 5 kali ulangan.

Pengolahan Data

1. Uji Linearitas

a. Persamaan regresi $y = a + bx$

b. Koefisien korelasi (r)

dengan : a = nilai intersep

b = nilai *slope*

r = koefisien korelasi

y = luas area puncak

x = konsentrasi

2. Penetapan Koefisien Distribusi

- Contoh tanpa menggunakan pasir

a. Penetapan konsentrasi propanol awal setelah analisis

Kadar propanol yang terserap pada fase air dihitung dengan menggunakan persamaan garis pada kurva kalibrasi larutan standar propanol seperti di atas, sedangkan konsentrasi propanol yang terserap fase air dihitung menggunakan formula sebagai berikut :

$$x = \frac{y - a}{b} \dots\dots\dots (1)$$

dengan $x = C_w$ = konsentrasi propanol yang terserap pada fase air (mg/L)

b. Penetapan konsentrasi propanol akhir

$$V_s = \frac{\text{bobot propanol}}{r \text{ propanol}} \dots\dots\dots (2)$$

$$C_n = \frac{[C_0 - C_w] x V_s}{M_m} \dots\dots\dots (3)$$

dengan :

C_0 = konsentrasi propanol awal

C_w = konsentrasi propanol yang terserap pada fase air (mg/L)

C_n = konsentrasi propanol yang terserap pada fase minyak (mg/g)

V_s = volume propanol (L)

M_m = bobot contoh (g)

c. Penentuan koefisien distribusi

$$K_{Nw} = \frac{C_n}{C_w} \dots\dots\dots (4)$$

dengan :

K_{Nw} = koefisien distribusi(L/g)

C_n = konsentrasi propanol yang terserap pada fase minyak (mg/g)

C_w = konsentrasi propanol yang terserap pada fase air (mg/L)

- Contoh dengan menggunakan pasir

a. Penetapan konsentrasi propanol awal setelah analisis

Cara dan perhitungan sama dengan contoh tanpa menggunakan pasir.

b. Pengukuran propanol yang terserap di air

Dihitung dengan menggunakan formula :

$$q_m = [C_0 - C_w - C_n] x V_s \dots\dots\dots (5)$$

dengan :

q_m = bobot propanol yang terserap di air (mg)

C_0 = konsentrasi propanol awal

C_w = konsentrasi propanol yang terserap pada fase air (mg/L)

C_n = konsentrasi propanol yang terserap pada fase minyak (mg/L), dari penetapan contoh tanpa pasir, setelah dikonversikan

V_s = volume propanol (L)

c. Pengukuran bobot propanol yang terserap di pasir

$$\bar{q} = \frac{q_m}{M_N} \dots\dots\dots(6)$$

dengan :

q_m = bobot propanol yang terserap di air (mg)

\bar{q} = bobot propanol yang terserap di pasir (mg/g)

M_N = bobot pasir (g)

d. Penentuan koefisien distribusi

$$K = \frac{\bar{q}}{C_w} \dots\dots\dots(7)$$

dengan :

K = koefisien distribusi (L/g)

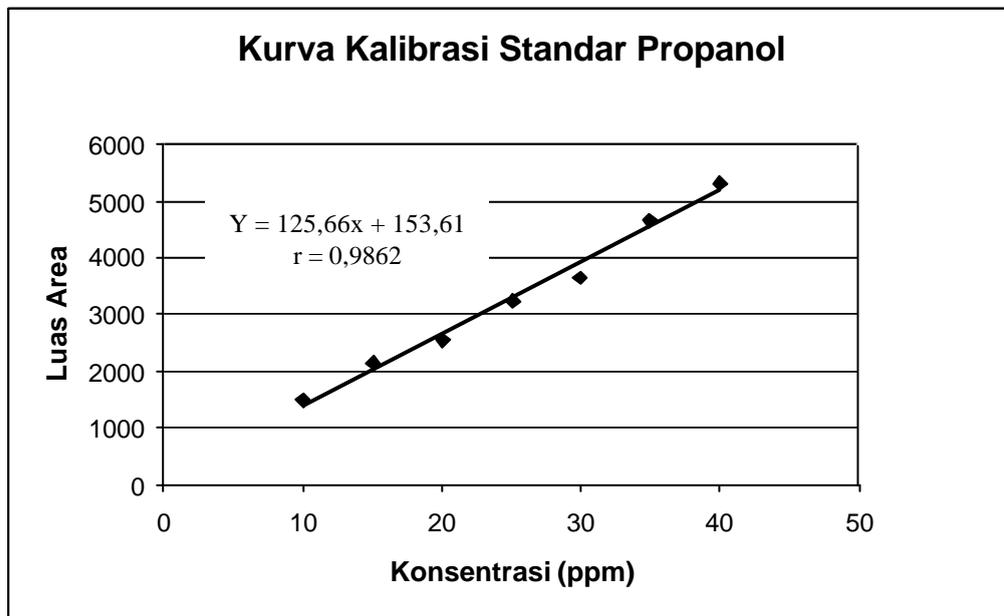
\bar{q} = bobot propanol yang terserap di pasir (mg/g)

C_w = konsentrasi propanol yang terserap pada fase air (mg/L)

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Linearitas Standar Propanol

Uji linearitas dilakukan dengan cara menyuntikkan larutan standar propanol dengan berbagai konsentrasi pada alat kromatografi gas sebanyak 10 kali ulangan. Data yang diperoleh kemudian dibuat kurva kalibrasi standar, dari kurva tersebut diperoleh persamaan garis linear dari standar propanol seperti tertera pada Gambar 1 di bawah ini.



Gambar 1. Kurva Kalibrasi Standar Propanol

Nilai regresi yang diperoleh dari kurva kalibrasi standar propanol yaitu 0,9862. Menurut MILLER & MILLER (1991), nilai regresi yang baik adalah mendekati 1. Dari nilai regresi yang diperoleh menunjukkan bahwa sebaran nilai pada kurva kalibrasi kurang merata. Hal ini dapat disebabkan oleh aliran gas pembawa (*carrier gas*) yang tidak stabil karena dalam pengukuran contoh maupun larutan standar terkadang larutan yang disuntikkan pada alat kromatografi gas tidak terdeteksi dan temperatur kolom yang diatur pada alat kromatografi gas adalah 95 °C lebih rendah dari titik didih propanol yaitu 97,5 °C, sehingga larutan propanol yang disuntikkan tidak teruapkan secara keseluruhan. Selanjutnya kurva kalibrasi tersebut akan digunakan untuk menghitung kadar propanol yang terserap pada fase cair.

Penentuan Koefisien Distribusi

Koefisien distribusi merupakan nilai yang menunjukkan suatu zat terlarut lebih teradsorpsi pada fase 1 atau fase 2. Data hasil penentuan koefisien distribusi propanol tercantum pada Tabel 1 di bawah ini.

Perlakuan contoh tanpa menggunakan pasir dilakukan untuk mengetahui banyaknya propanol yang terserap pada minyak (C_n), nilai C_n yang diperoleh akan digunakan pada perhitungan contoh dengan menggunakan pasir yang telah dikonversi terlebih dahulu, seperti terlihat pada Lampiran 4 sehingga diperoleh banyaknya propanol dalam pasir untuk menentukan koefisien distribusi pada contoh dengan menggunakan pasir. Penggunaan pasir pada penelitian ini untuk mewakili gambaran lapisan tanah reservoir minyak bumi.

Tabel 1. Penentuan koefisien distribusi propanol dalam contoh

Perlakuan Contoh	C_0 Propanol (mg/L)	Koefisien Distribusi (L/g)	
		Hasil Analisis	Standar
Tanpa menggunakan pasir	20	$0,28 \times 10^{-3}$	0,28
	30	$0,30 \times 10^{-3}$	
	40	$0,34 \times 10^{-3}$	
Dengan menggunakan pasir	20	$0,73 \times 10^{-3}$	
	30	$0,78 \times 10^{-3}$	
	40	$0,80 \times 10^{-3}$	

Nilai koefisien distribusi propanol yang diperoleh dari hasil analisis pada contoh tanpa pasir dan contoh dengan menggunakan pasir yaitu sebesar $0,28 \times 10^{-3}$ L/g dan $0,73 \times 10^{-3}$ L/g, sedangkan nilai koefisien distribusi yang diperoleh dari standar adalah 0,28 L/g. Hal ini menunjukkan bahwa nilai yang diperoleh pada penelitian ini lebih kecil yang kemungkinan disebabkan oleh perbedaan temperatur penelitian serta komposisi kandungan minyak bumi dari contoh yang digunakan. Pada penelitian ini temperatur yang digunakan adalah 28 °C, sedangkan temperatur yang digunakan pada standar adalah 95 °C. Berdasarkan hukum distribusi Nernst, bahwa suatu zat terlarut akan membagi dirinya antara dua cairan, sehingga angka banding konsentrasi pada kesetimbangan adalah konstan pada temperatur tertentu¹ dan perbedaan komposisi kandungan minyak bumi yang satu dengan yang lain tidak pernah sama..

Nilai koefisien distribusi pada contoh tanpa menggunakan pasir lebih kecil daripada contoh menggunakan pasir. Dalam hal ini pasir memberikan pengaruh yang besar. Hal ini dapat disebabkan oleh karena di dalam pasir terkandung silika dioksida (SiO_2), tetapi pada bagian permukaan pasir terdapat gugus silanol (Si-OH). Terdapatnya gugus silanol pada permukaan pasir menyebabkan

terbentuknya ikatan hidrogen antara gugus silanol dengan propanol, sehingga propanol lebih teradsorpsi pada permukaan pasir. Sehingga semakin besar jumlah propanol yang terserap ke dalam pasir maka nilai koefisiennya semakin besar.

IV. KESIMPULAN

1. Nilai koefisien distribusi yang diperoleh dari hasil analisis lebih kecil dari nilai standar koefisien distribusi propanol.
2. Nilai koefisien distribusi pada contoh dengan menggunakan pasir lebih besar daripada contoh tanpa menggunakan pasir.

UCAPAN TERIMA KASIH

Penulis mengucapkan terima kasih kepada Ibu Agustin, M.Si, atas segala bantuannya.

DAFTAR PUSTAKA

1. DAY Jr, R.A. dan A.L. UNDERWOOD, 2001, Analisis Kimia Kuantitatif, Edisi Keenam, Diterjemahkan oleh R. Soendoro, dkk, Erlangga, Jakarta.
2. FESSENDEN, R.J. dan J.S. FESSENDEN, 1977, Kimia Organik Jilid I, Edisi Ketiga, Diterjemahkan oleh Aloysius Hadyana Pudjaatmaka, Ph.D, Erlangga, Jakarta.

3. HOBSON G.D. and W. POHL., 1975, Modern Petroleum Technology, Fourth Edition, the Institute of Petroleum, Great Britain.
4. <http://en.wikipedia.org/wiki/Propan-1-ol>/The free encyclopedia..23-06-2006. Pukul 21 : 00 am.
5. <http://en.wikipedia.org/wiki/Propanol>/The free encyclopedia.23-06-2006. Pukul 21 : 15 am.
6. KHOPKAR, S.M., 2003, Konsep Dasar Kimia Analitik, Diterjemahkan oleh A. Saptorahardjo, UI-Press, Jakarta.
7. MCNAIR, H.M. dan E.J. BONELLI, 1998, Dasar Kromatografi Gas, Diterjemahkan oleh Kosasih Padmawinata, ITB, Bandung.
8. MILLER, J.C. dan J.N. MILLER, 1991, Statistika Untuk Kimia Analitik, Edisi Kedua, Diterjemahkan oleh Drs. Suroso, MSc, ITB, Bandung.
9. BATAN-PUSLITBANG TEKNOLOGI ISOTOP dan RADIASI, 2005, Survey Injeksi Tracer di Lapangan SOPA PT. Pertamina (PERSERO) DOH SUMBAGSEL, Jakarta.
10. SKOOG, DOUGLAS A. And JAMES J. LEARY, 1992, Principles of Instrumental Analysis, Fourth Edition, Saunders College Publishing.
11. ZEMEL, BENARD, 1995, Tracers in the Oil Field, Advisory editor by G.V. Chilingarin, Elsevier.

ABERASI KROMOSOM DALAM SEL LIMFOSIT PEKERJA RADIASI YANG DIDUGA TERKENA PAJANAN BERLEBIH

Masnelli Lubis dan Sofiati Purnami

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi - BATAN

ABSTRAK

ABERASI KROMOSOM DALAM SEL LIMFOSIT PEKERJA RADIASI YANG DIDUGA TERKENA PAJANAN BERLEBIH. Limfosit merupakan sel yang paling radiosensitif diantara sel-sel darah dan kerusakan kromosomnya dapat dianalisis dalam jangka waktu tertentu setelah pajanan. Kerusakan atau aberasi kromosom disentrik adalah jenis aberasi yang spesifik untuk radiasi pengion dan merupakan respon biologik yang sensitif terhadap perubahan kualitas dan kuantitas radiasi. Dalam penelitian ini dilakukan pengamatan aberasi kromosom terhadap 10 orang pekerja radiasi yang diduga terkena pajanan berlebih berdasarkan hasil bacaan TLD-nya yang tinggi atau kasus kecelakaan kerja. Sampel darah dibiakkan dalam medium RPMI pada suhu 37°C selama 72 jam dan dipanen dengan prosedur standar. Larutan limfosit ditetaskan di atas gelas preparat dan diwarnai dengan larutan Giemsa. Hasil pengamatan menunjukkan bahwa pada kelima pekerja radiasi ditemukan aberasi kromosom disentrik, dimana satu orang diantaranya diduga terkena pajanan berlebih. Hal ini karena bila ditemukan 2 (dua) aberasi kromosom disentrik dalam 1000 sel metafase, masih dikategorikan normal yang mungkin disebabkan oleh radiasi latar. Disentrik dapat diandalkan sebagai biomarker pajanan radiasi pengion terutama dalam kasus kecelakaan radiasi.

Kata kunci : aberasi kromosom, limfosit, pekerja radiasi, pajanan radiasi.

ABSTRACT

CHROMOSOME ABERRATION IN LIMPHOCYTE CELL IN RADIATION WORKERS OF SUSPECTED OVER EXPOSURE. Lymphocyte is the most radiosensitive cell among blood cells and chromosome damage can be analyzed in certain time after exposure. Chromosomal aberration or damage induced by radiation is a type of chromosomal radiation that is specific for ionization radiation and the most sensitive biological response depended on quality and quantity of radiation. In this research chromosomal aberration examination was done on 10 radiation workers suspected with over exposure based on high TLD reader or accidental exposure case. The blood samples were cultured in RPMI medium at 37°C for 72 hours and harvested with standard procedure. Lymphocyte solution was dropped on slides and stained by Giemsa. The result of observation showed that five radiation workers contained chromosomal aberration, who one of them was higher than others. It is caused by finding 2 dicentric chromosomes aberrations in 1000 metaphase that was categorized as normal that may induced by background radiation. Dicentric can be used as biomarker for ionizing radiation exposures mainly in case of radiation accident.

Keywords : chromosome aberration, lymphocyte, radiation workers.

3/4 3/4 3/4 3/4 3/4 3/4 3/4 3/4

I. PENDAHULUAN

Aplikasi teknologi radiasi pengion untuk kesejahteraan manusia selain bermanfaat juga mempunyai potensi bahaya bagi kehidupan manusia. Efek radiasi pengion pada manusia merupakan hasil dari rangkaian proses fisik dan kimia yang terjadi segera setelah pajanan (10^{-15} sampai beberapa detik), kemudian diikuti dengan proses biologi dalam tubuh. Proses biologi meliputi rangkaian perubahan pada tingkat molekuler, seluler, jaringan dan organ tubuh. Konsekuensi yang timbul dapat berupa kematian atau perubahan pada sel, bergantung pada dosis radiasi yang diterima. Perubahan pada sel tubuh dapat menimbulkan efek deterministik yang timbul akibat dosis pajanan akut yang relatif tinggi sehingga dapat menyebabkan gangguan fungsi jaringan dan organ pada tubuh bahkan kematian, kemudian adanya efek stokastik yang terjadi akibat pajanan radiasi tanpa dosis ambang¹.

Salah satu efek radiasi pada manusia dapat diketahui melalui pengamatan sel limfosit darah yaitu menganalisis adanya perubahan morfologi dan jumlah kromosom. Secara fisik kebolehjadian terjadinya aberasi kromosom akibat interaksi "single hit" antara berkas dan target (kromosom sel darah limfosit). Dalam peristiwa ini energi radiasi terserap dalam tubuh

manusia, oleh karena itu jumlah aberasi kromosom yang terjadi dapat dijadikan sebagai indikator jumlah dosis radiasi yang diterima oleh tubuh manusia dan sekaligus merupakan petunjuk bagi tingkat kerusakan biologi pada tubuh manusia².

Aberasi kromosom dalam sel limfosit dapat digunakan untuk perkiraan dosis total tubuh dari seseorang yang terpapar radiasi dan hal ini terbukti dari masih dapat di deteksi pada individu korban kecelakaan bom atom hirosima sampai 40 tahun setelah terpapar radiasi³.

Pengaruh radiasi pada tingkat selluler pada kromosom dapat diamati pada stadium metafase (pembelahan) dari suatu siklus sel, yang dapat diperoleh dengan menstimulasi sel limfosit menggunakan mitogen phytohaemagglutinin (PHA) dan dibiakkan selama 3 hari. Limfosit merupakan sel darah yang paling radiosensitif diantara sel darah lainnya, dan dapat bertahan lama selama limfosit tersebut tidak mengalami pembelahan. Kerusakan kromosom pada sel limfosit darah perifer secara umum dapat memberikan gambaran mengenai dosis paparan yang diterima individu terutama pada kasus kecelakaan dimana seseorang tidak menggunakan dosimeter fisik. Selain itu juga merupakan salah satu hasil program

penelitian yang dikoordinir IAEA pada tahun 1982 yang digunakan dalam proteksi radiasi melengkapi dosimeter fisik yang sudah rutin⁴.

Beberapa kelebihan penggunaan limfosit perifer untuk perkiraan dosis antara lain, sel limfosit tersebar melalui sirkulasi pada seluruh tubuh, sehingga akan memberikan gambaran atau dapat mewakili bagian yang terpapar. Disamping kerusakan (aberasi kromosom) akibat induksi, merupakan jenis aberasi kromosom yang sangat spesifik hasil radiasi pengion dan merupakan respon biologi yang sensitif dengan adanya perubahan kualitas dan kuantitas radiasi⁴. Kromosom disentrik merupakan jenis kromosom yang dapat digunakan sebagai biomarker terhadap pajanan radiasi. Kromosom disentrik terjadi bila dua lengan kromosom mengalami patahan dari dua kromosom yang berbeda kemudian bergabung membentuk sebuah kromosom dengan dua sentromer atau bentuk kromosom dengan dua sentromer dari dua patahan kromosom pada salah satu lengannya yang kemudian bersambung kembali⁵.

Dari semua kerusakan sel akibat radiasi, kromosom disentrik diyakini khas akibat pajanan radiasi sehingga kromosom disentrik digunakan secara luas sebagai dosimeter biologi dan pada

umumnya mudah diamati dari sel limfosit darah tepi. Selain mudah diambil, sel limfosit merupakan sel yang paling sensitif terhadap radiasi; dosis tunggal 0,2 Gy sudah dapat menimbulkan aberasi kromosom dan dapat dideteksi. Frekuensi terjadinya aberasi kromosom bergantung pada jenis dan dosis radiasi yang diterima⁶.

Pekerja radiasi adalah orang yang karena pekerjaannya memungkinkan terpajan radiasi, sehingga perlu dilakukan pemantauan untuk menjaga kesehatan dan keselamatan dari efek radiasi. Dari publikasi ICRP (International Commission on Radiological Protection) No.60 tahun 1991, tujuan proteksi radiasi perlu nilai batas dosis (NBD) untuk pekerja radiasi yaitu 20 mSv per tahun, dari rerata selama 5 tahun, namun demikian tidak boleh melampaui 50 mSv dalam setahun. Sedangkan nilai NBD untuk lensa mata, kulit (luas 1 cm²) serta tangan dan kaki berturut-turut 150 mSv, 500 mSv dan 500 mSv⁷.

Pada prinsipnya sistem proteksi sama dengan sistem pembatasan dosis yang dapat dijelaskan sebagai berikut :

1. Tidak ada pemakaian yang mengakibatkan pajanan radiasi dapat dibenarkan kecuali jika memberikan manfaat bagi orang yang terpapar atau masyarakat untuk mengimbangi

- dampak kerugian yang diakibatkannya.
2. Dalam kaitan dengan sumber tertentu dari pemakaian, besar dosis perorangan, jumlah orang terpajan dan kemungkinan terjadinya pajanan harus diupayakan serendah mungkin yang diperoleh dengan mempertimbangkan faktor ekonomi dan sosial (optimisasi proteksi).
 3. Pajanan perorangan yang berasal dari kombinasi semua pemakaian harus dibatasi dengan suatu nilai batas dosis atau, dalam hal potensi pajanan, mengatur besarnya risiko yang dapat timbul (dosis perorangan dan batas risiko)⁸.

Dalam makalah ini dibahas hasil aberasi kromosom dari pekerja radiasi yang diduga terkena pajanan berlebih. Informasi bahwa pekerja radiasi diduga terkena pajanan berlebih diperoleh dari bacaan dosimeter personal maupun dari hasil kuesioner pekerja radiasi yang diperiksa. Dari hasil pengamatan yang telah dilakukan dapat diketahui bahwa aberasi kromosom mungkin terjadi akibat pajanan radiasi berlebih dari berbagai sumber radiasi.

II. BAHAN DAN ALAT

1. Bahan-bahan :

- Media kultur darah terdiri dari (RPMI, FBS, L-Glutamin, Penstrep, PHA, Hepes buffer, colchisin).

- Kalium Clorida 0,075 M
- Larutan fiksatif Carnoy (metanol : asam Asetat = 3:1)
- Buffer Phospat pH 6,8
- Pewarna Giemsa 4%
- Entellan

2. Alat-alat :

- *Biological Safety Cabinet (BSC)*
- Inkubator
- Waterbath
- *Centrifuge*
- Mikroskop

III. TATA KERJA

1. Pengambilan sampel

Sampel darah perifer diperoleh dari 10 orang pekerja radiasi yang berasal dari berbagai instansi dengan masa kerja dari 4 – 22 tahun dengan berbagai sumber radiasi yang digunakan. Dari setiap pekerja diambil sampel darah 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 untuk setiap tabung kultur.

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 Phytohaemagglutinin (PHA) (Gibco).

Tabung kultur ditutup rapat dan dikocok pelan-pelan. Selanjutnya biakan diinkubasi di dalam inkubator pada suhu 37°C selama 72 jam. Setelah 69 jam masa inkubasi ke dalam biakan ditambah 0,1 ml Colchisin yang berfungsi untuk memblokir atau menghentikan pembelahan sel.

3. Pemanenan darah

Setelah masa inkubasi mencapai 72 jam, biakan dipindahkan ke dalam tabung sentrifus dan disentrifus selama 10 menit dengan kecepatan 1500 rpm. Supernatan dibuang dan endapan darah dikocok. Kemudian ke dalam endapan ditambah 8 ml larutan Kalium klorida 0,56 % dan dikocok dengan membolak-balikkan tabung sentrifus sampai homogen. Setelah itu biakan diinkubasi dalam waterbath selama 15 menit pada suhu 37°C dan disentrifus kembali dengan kecepatan yang sama. Supernatan dibuang dan endapan darah dicuci dengan larutan Carnoy. 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 menggunakan *cover slip* memakai perekat entellan dan selanjutnya diamati di bawah mikroskop pada perbesaran 1000 x.

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

Telah dilakukan pengamatan aberasi kromosom pada sampel sel limfosit darah 10 pekerja radiasi yang diduga terkena pajanan berlebih dan hasilnya disajikan dalam Tabel 1. Pengamatan dilakukan di bawah mikroskop pada perbesaran 1000x.

Tabel 1. Data aberasi kromosom pada sel limfosit pekerja radiasi yang diduga terkena pajanan berlebih.

Kode Pekerja Radiasi	Lama bekerja (tahun)	Sumber radiasi Yang berhubungan dengan pekerja	Jumlah sel metafase dihitung	Disentrik	Asentrik fragmen	Cincin
PR-01	13	^{192}Ir , ^{131}I , Mo^{235}	500	-	-	-
PR-02	8	^{192}Ir , ^{131}I , Mo , ^{99}Tc	500		-	-
PR-03**	Helper *)	-	1000	7	6	-
PR-04	5	^{192}Ir , ^{131}I , Mo^{235}	500	-	-	-
PR-05	22	^{192}Ir , ^{131}I , Mo	1000	2	4	-
PR-06	6	^{192}Ir , ^{131}I , Mo , ^{99}Tc	500	1	1	-
PR-07*	12	Co-60	1000	2	2	-
PR-08*	7	Co-60	1000	2	2	-
PR-09	4	^{131}I , Mo	500	-	-	-
PR-10	19	^{192}Ir , ^{131}I , Mo , ^{99}Tc	500	-	-	-

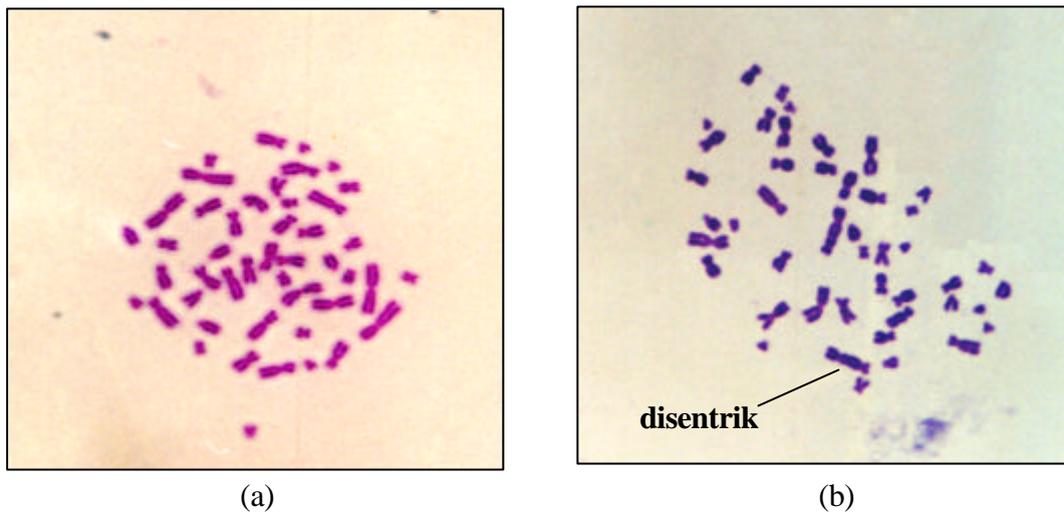
Catatan :

*) = Pekerja radiasi pembantu

***) = Pekerja radiasi musiman

Hasil pengamatan menunjukkan bahwa pada 5 (lima) pekerja radiasi ditemukan aberasi kromosom, namun hanya 1 (satu) pekerja yang mengalami pajanan radiasi berlebih, yaitu pada pekerja radiasi No. 3. ditemukan kromosom disentrik 7 buah yang disertai asentrik fragmen 6 buah. Dari hasil wawancara diketahui, yang bersangkutan ternyata adalah seorang pekerja sebagai tenaga musiman pada sebuah instansi dan kemungkinan tidak menggunakan pengaman maupun dosimeter fisik pada saat melakukan tugas, pekerja tersebut juga mengalami luka bakar yang cukup serius dan memerlukan pengobatan serta perawatan khusus. Adapun pemeriksaan dilakukan beberapa waktu setelah kejadian sehingga prakiraan dosis tidak dapat dilakukan.

Frekuensi kromosom disentrik dan cincin dalam sel limfosit akan menurun dengan bertambahnya waktu karena tidak stabil, dimana sel yang mengandung kromosom tersebut akan mati saat mitosis, sehingga pemeriksaan aberasi kromosom disentrik sebaiknya dilakukan segera setelah terjadi pajanan radiasi dan tidak lebih dari 30 hari. Pada sampel PR 5, 6, 7 dan 8 masing-masing ditemukan 1 – 2 kromosom disentrik dan 1 – 4 asentrik fragmen, namun struktur kromosom masih dianggap bagus karena menurut IAEA frekuensi latar pada aberasi kromosom berturut-turut 1–2 kromosom disentrik dan 4–7 asentrik fragmen masing-masing dalam 1000 sel metafase masih dikategorikan normal⁹.



Gambar 1. Aberasi kromosom (a) normal, (b) disentrik

Berdasarkan hasil evaluasi akumulatif dari dosimeter personal yang kami peroleh dalam penelitian ini diketahui bahwa pajanan radiasi yang diterima oleh 7 orang pekerja radiasi rerata tidak melebihi nilai batas dosis yang diizinkan yaitu 50 mSv/tahun untuk seluruh tubuh dan untuk kulit 500 mSv/tahun⁷. Dugaan pekerja radiasi terkena pajanan berlebih tidak hanya dilihat dari NBD saja namun juga berdasarkan masa kerja serta dugaan sumber radioaktif yang digunakan pada saat bekerja. Pada pekerja radiasi No. 3, 7 dan 8 tidak diperoleh data nilai dosimeter personel yang digunakan karena yang bersangkutan tidak menggunakan dosimeter fisik waktu melakukan tugas dan tidak lengkap mencantumkan isian kuesioner yang telah disediakan.

Kecuali pada pekerja radiasi No. 1, berdasarkan hasil bacaan TLD personal diketahui bahwa yang

bersangkutan pernah menerima dosis radiasi melebihi NBD tahunan yakni dosis ekuivalen untuk seluruh tubuh atau Hp(10), namun yang bersangkutan pada saat dilakukan analisis aberasi kromosom ternyata tidak mengalami perubahan pada struktur kromosomnya, meskipun demikian kemungkinan sel limfosit yang membawa aberasi kromosom tersebut telah mengalami kematian dan berganti dengan sel limfosit yang baru, karena pengambilan sampel darah dilakukan beberapa waktu setelah terjadi paparan.

Hasil penelitian secara *in vitro* pada sel limfosit manusia menunjukkan bahwa dosis radiasi sinar-X terendah yang dapat menginduksi aberasi kromosom tidak stabil (disentrik dan cincin) dan mutasi adalah 20 mGy, sedangkan dosis radiasi sinar gamma yang dapat menginduksi aberasi kromosom stabil adalah 250 mGy.

Beberapa studi tidak diperoleh informasi tentang efek radiasi pada dosis jauh dibawah dosis 20 mGy untuk aberasi kromosom, 100 mGy untuk transformasi lokasi sel dan 200 mGy untuk mutasi somatik. Bentuk pasti dari respon untuk efek selular pada dosis rendah masih belum jelas¹⁰.

Paparan radiasi akut seluruh tubuh dengan dosis tinggi berpotensi besar untuk menimbulkan sindroma radiasi akut dengan gejala kerusakan pada sum sum tulang pembuat darah, saluran pencernaan, susunan syaraf pusat dan sistem sirkulasi darah dan jantung dengan akibat yang parah hingga kematian LD_{50/60} atau *median lethal dose* 60 hari setelah terpapar adalah sebesar 3-5 Gray, tanpa pertolongan medik. Paparan lokal dengan dosis radiasi tinggi akan menimbulkan akibat yang bervariasi dari yang ringan berupa kemerahan kulit (*externa*) hingga nekrosis (kematian jaringan). Bila terpapar sampai di bawah kulit secara lokal yang terdapat organ-organ penting (usus, gonad, paru-paru dsb) maka dengan sendirinya organ-organ tersebut akan mendapatkan paparan juga dengan dampak fatal pada organ-organ itu. Sedangkan kontaminasi interna akan menimbulkan dampak kesehatan yang bervariasi bergantung intensitas dan jenis bahan radioaktif

kontaminan. Selain efek akut masih ada kemungkinan korban pada suatu saat akan mendapatkan efek tunda berupa leukemia, kanker atau efek genetik lainnya¹¹.

V. KESIMPULAN

Dari 10 sampel pekerja radiasi yang telah diamati, 5 (lima) diantaranya terdapat aberasi kromosom, dengan 1 (satu) sampel diduga terkena pajanan berlebih. Dugaan bahwa pekerja tersebut terkena pajanan berlebih karena yang bersangkutan mengalami luka bakar yang cukup serius tetapi prakiraan dosis radiasi tidak dapat diketahui karena pada kuesioner yang bersangkutan tidak mencantumkan adanya pemakaian dosimeter fisik, disamping pengambilan sampel darah dilakukan beberapa waktu setelah kejadian. Pada 4 (empat) sampel darah yang lain meskipun ditemukan aberasi kromosom tetapi masih dikategorikan dalam batas normal.

VI. UCAPAN TERIMAKASIH

Penulis mengucapkan terimakasih kepada rekan-rekan di Bidang Biomedika yang telah membantu dalam pembuatan makalah ini, semoga amal ibadahnya dibalas Allah Subhana Wata'ala, Ami...n.

VII. DAFTAR PUSTAKA

1. HALL, E.J., Radiobiology for Radiologist, Fourth Edition. J. B. Lippincot Company, Philadelphia, 1993.

2. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Technical Report Series No. 260, Biological : Chromosomal Aberration Analysis for Dose Assessment, 16-18, IAEA, Vienna (1986).
 3. BEWLEY, E.K., Effects of Radiation on DNA in Introduction to Radiobiology. Taylor & Francis Ltd, 4 John St., London (1990).
 4. AWA, AA. Persistent Chromosomal aberration in lymphocytes of ABpm Survivors, in Textbook on Radioisotope Techniques in Biological Sciences IAEA – JAERI, 1990.
 5. INDRAWATI, I. LUSIYANTI, Y. LUBIS, M., Aberasi kromosom Limfosit Oleh Sinar Gamma Co-60, Prosiding Presentasi Ilmiah Keselamatan Lingkungan, ISSN: 0854-4085, Jakarta, 18 – 19 Agustus 1993.
 6. LUSIYANTI, Y. SYAIFUDIN, M., Penerapan Efek Interaksi Radiasi dengan Sistem Biologi Sebagai Dosimeter Biologi, Prosiding Seminar Nasional III SDM Teknologi Nuklir, Yogyakarta, 2007, 345-355.
 7. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 60. Ann. ICRP 21, No. 1-3, Pergamon Press, Oxford 1991.
 8. HISWARA, E., Publikasi 103 ICRP: Rekomendasi Terakhir Tentang Proteksi Radiologik, Prosiding PPI-FPTN-II, PTKMR – BATAN, Jakarta, 2008.
 9. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Cytogenetic Analysis for Radiation Dose Assessment. A Manual Series No. 405, IAEA-Vienna Austria, 2001
 10. UNITED NATIONS SCIENTIFICS COMMITTEE ON THE EFFECTS OF ATOMIC RADIATION 2000 REPORT TO THE GENERAL ASSEMBLY. Sources and Effects of Ionizing Radiation. Vol. II. United Nation, New York. 2000.
 11. WIHARTO, K., Illicit trafficking bahan nuklir dan bahan radioaktif: Kajian Kasu-kasu. *Buletin ALARA* Vol. 6 No.1, hal. 57 – 61, 2004.
- Tanya Jawab :**
1. **Penanya : Wahyuni Z. Imran (PRPN– BATAN)**
Pertanyaan :
 1. Apa yang menyebabkan terjadinya aberasi kromosom?
 2. Kenapa sel limfosit digunakan untuk pemeriksaan aberasi kromosom?
- Jawaban : Masnelli Lubis (PTKMR – BATAN)**
1. Secara fisik kebolehjadian terjadinya aberasi kromosom adalah akibat interaksi "single hit" antara berkas dan target (kromosom sel darah limfosit), dalam peristiwa ini energi radiasi terserap ke dalam tubuh manusia.
 2. Karena sel limfosit bersirkulasi pada seluruh tubuh, sehingga dapat memberikan gambaran atau mewakili bagian yang terpapari.
2. **Penanya : Rusydi S (PPGN– BATAN)**
Pertanyaan :
 1. Apa yang dimaksud dengan aberasi kromosom?

2. Pada dosis berapa pajanan radiasi dapat menginduksi terjadinya aberasi kromosom?

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

1. Aberasi kromosom adalah kerusakan yang terjadi pada struktur sel darah (kromosom) yang diakibatkan efek radiasi pada tubuh.
2. Menurut hasil penelitian secara *in vitro* pada sel limfosit manusia bahwa dosis radiasi sinar-X terendah yang dapat menginduksi aberasi kromosom tidak stabil (disentrik dan cincin) dan mutasi adalah 20 mGy, sedangkan dosis radiasi sinar gamma yang dapat menginduksi aberasi kromosom stabil adalah 250 mGy.

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

Pertanyaan :

1. Apa yang dimaksud dengan pajanan berlebih dalam makalah ini?
2. Efek radiasi pengion pada manusia merupakan hasil dari rangkaian proses fisik dan kimia yang terjadi segera setelah pajanan yang diikuti dengan proses biologi, apa yang dimaksud dengan proses biologi pada makalah ini ?

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

1. Pajanan berlebih adalah dosis yang melebihi Nilai Batas Ambang (NBD) yakni 50 mSv untuk seluruh tubuh yang direratakan per tahun.
2. Proses biologi meliputi rangkaian perubahan pada tingkat molekuler, seluler, jaringan dan organ tubuh.

Konsekuensi yang timbul dapat berupa kematian atau perubahan pada sel, bergantung pada dosis radiasi yang diterima. Perubahan pada sel tubuh dapat menimbulkan efek deterministik dan stokastik.

PROSIDING

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

JAKARTA, 16 Desember 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

