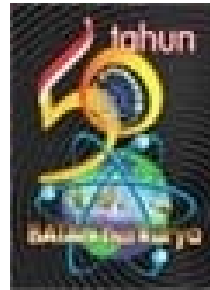


ISSN : 1978-9971

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

JAKARTA, 29 JULI 2008



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

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

2008

KATA PENGANTAR

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

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

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

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

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

Jakarta, 19 Juli 2008
Panitia Penyelenggara

PANITIA

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

SK No : 154 /KMR/V/2008





I. PENGARAH

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

II. PENYELENGGARA

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

Seksi-seksi :

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

III. EDITOR DAN PENILAI MAKALAH

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

SAMBUTAN

KEPALA PUSAT TEKNOLOGI KESELAMATAN DAN METROLOGI RADIASI

Assalamu'alaikum Wr. Wb.

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

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

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

Wassalamu'alaikum Wr. Wb.

Jakarta, Agustus 2008

Kepala PTKMR,

Dr. Susilo Widodo

DAFTAR ISI

<u>KATA PENGANTAR DAN SUSUNAN PANITIA</u>	<i>i</i>
<u>SAMBUTAN KEPALA PTKMR</u>	<i>ii</i>
<u>DAFTAR ISI</u>	<i>iii</i>
<u>MAKALAH UTAMA</u>	
Publikasi 103 ICRP: Rekomendasi mutakhir tentang proteksi radiologik <i>Eri Hiswara</i> <i>PTKMR-BATAN</i>	<i>1</i>
<u>MAKALAH ORAL :</u>	
1. Metode statistik untuk penentuan luas puncak serapan total pada kalibrasi efisiensi menggunakan spektrometer gamma <i>Hermawan Candra, Pujadi dan Gatot Wurdianto</i> <i>PTKMR – BATAN</i>	<i>16</i>
2. Analisis pendahuluan <i>TENORM</i> dengan metode pengukuran gross α , β dan γ <i>Wijono dan Gatot Wurdianto</i> <i>PTKMR – BATAN</i>	<i>28</i>
3. Penentuan ^{40}K dan ^{137}Cs dalam sampel rumput pada sampel uji profisiensi IAEA tahun 2006 <i>Wahyudi, Kusdiana dan Asep Setiawan</i> <i>PTKMR – BATAN</i>	<i>39</i>
4. Penentuan kebocoran <i>Dust Chamber Prilling Tower</i> Pusri I-C menggunakan metode radioisotop <i>Darman dan Hariyono</i> <i>PATIR – BATAN</i>	<i>48</i>
5. Pengendalian dosis pekerja radiasi pada siklus operasi teras (54-59) di RSG-GAS <i>Suhartono, Sunarningsih dan Naek Nababan</i> <i>PRSG – BATAN</i>	<i>57</i>

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

MAKALAH POSTER :

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

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

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

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

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

EVALUASI DOSIS AKIBAT KONTAMINASI INTERNA MELALUI PERNAPASAN (INHALASI) MENGGUNAKAN BIOASSAY

Elistina dan Mulyono Hasyim

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi - BATAN

ABSTRAK

EVALUASI DOSIS AKIBAT KONTAMINASI INTERNA MELALUI PERNAPASAN (INHALASI) MENGGUNAKAN BIOASSAY. Pemantauan kontaminasi interna untuk pekerja radiasi mutlak dilaksanakan terutama jika terjadi kecelakaan. Penentuan dosis pada organ atau seluruh tubuh akibat kontaminasi interna radionuklida dapat dihitung menggunakan model matematika. Model sistem pernapasan (*respiratory tract*) disebut juga *lung model* dibagi dalam 3 bagian secara anatomi yaitu daerah hidung, trakea bronki dan paru-paru. Untuk mengevaluasi dosis zat radioaktif dikelompokkan dalam tiga kelas menurut sifat zat radioaktif tersebut yaitu kelas *D* (*Day*), *W* (*Week*) dan *Y* (*Year*). Hasil evaluasi dosis uranium sebesar 1 nano gram uranium alam dalam urin yang dikumpulkan selama 24 jam, diketahui jumlah uranium yang masuk melalui pernapasan sebesar $1,64 \cdot 10^{-08}$ gram, nilai *intake* ^{234}U , ^{235}U dan ^{238}U berturut-turut adalah $2,1 \cdot 10^{-4}$ Bq, $9,4 \cdot 10^{-4}$ Bq dan $2,0 \cdot 10^{-4}$ Bq. Jumlah total dosis efektif (HE) untuk efek stokastik (S) dan dosis efektif untuk target organ (HT) non stokastik (NS) kelas D adalah $2,91 \cdot 10^{-10}$ Sv dan $4,36 \cdot 10^{-09}$ Sv, untuk kelas W $7,60 \cdot 10^{-10}$ Sv dan $3,40 \cdot 10^{-07}$ Sv serta untuk kelas Y adalah $2,07 \cdot 10^{-08}$ Sv dan $1,20 \cdot 10^{-07}$ Sv. Hasil perhitungan masih di bawah batas dosis tahunan baik untuk efek stokastik maupun efek non stokastik sehingga pasien tidak perlu diistirahatkan dan dapat bekerja seperti biasa.

Kata kunci: kontaminasi interna, inhalasi, uranium, *intakes* dan *CED*

ABSTRACT

EVALUATION OF DOSE OF INTERNAL CONTAMINATION EFFECT THROUGH RESPIRATION (INHALATION) USING BIOASSAY. Monitoring internal contamination for radiation worker is absolutely needed in the case of accident. Determination of dose at an organ or whole body of internal contamination can be counted with mathematics model. Respiration system model (*respiratory tract*) referred also as *lung model* which is divided into 3 compartments of anatomy, of which are nose, trachea bronchi and lung area. To evaluate dose of radioactive material, grouped into three classes according to nature of the radioactive items that is class D (*Day*), W (*Week*) and Y (*Year*). Result of dose evaluation of uranium equal to 1 nano gram of experienced uranium in urine collected during 24 hour collection, it was known that the amount of uranium intake through respiration was $1.64 \cdot 10^{-08}$ gram, value of intake of ^{234}U , ^{235}U and ^{238}U were $2.1 \cdot 10^{-4}$ Bq, $9.4 \cdot 10^{-4}$ Bq and $2.0 \cdot 10^{-4}$ Bq, respectively. Total effective dose (HE) for stochastic effect (S) and for the target organ (HT) of non stochastic (NS) of D class were $2.91 \cdot 10^{-10}$ Sv and $4.36 \cdot 10^{-09}$ Sv, for W class were $7.60 \cdot 10^{-10}$ Sv and $3.40 \cdot 10^{-07}$ Sv and also for Y class were $2.07 \cdot 10^{-08}$ Sv and $1.20 \cdot 10^{-07}$ Sv. Result of calculation was below annual dose for stochastic effect and non stochastic effect so that the patient do not need take a rest and earn to work customarily.

Keywords: internal contamination, inhalation, uranium, intakes and CED

I. PENDAHULUAN

Bioassay diartikan sebagai suatu cara untuk mengidentifikasi dan menentukan jumlah radionuklida dalam tubuh melalui analisis materi yang dikeluarkan atau yang diekskresikan dari dalam tubuh. Analisis ini disebut juga analisis secara in-vitro. Teknik bioassay dapat digunakan untuk perkiraan dosis radiasi pada organ dan jaringan tubuh menggunakan model matematik untuk menjabarkan absorpsi suatu radionuklida ke dalam darah, deposisi dan retensinya pada berbagai organ dan jaringan tubuh serta dosis yang disebabkan beban radionuklida tersebut^[1].

Pekerja radiasi dapat terkontaminasi secara interna yang umumnya melalui 4 cara yaitu :

1. Melalui pernapasan (*through inhalation*)
2. Melalui mulut (*through ingestion*)
3. Melalui luka terbuka (*through open wounds*)
4. Melalui absorpsi kulit (*absorbtion through skin*)

Dari 4 cara terjadinya kontaminasi interna tersebut, yang paling sering adalah melalui pernapasan (*inhalation*). Oleh karena itu, pemantauan (*monitoring*) besarnya konsentrasi radioaktif yang terkandung di udara dan

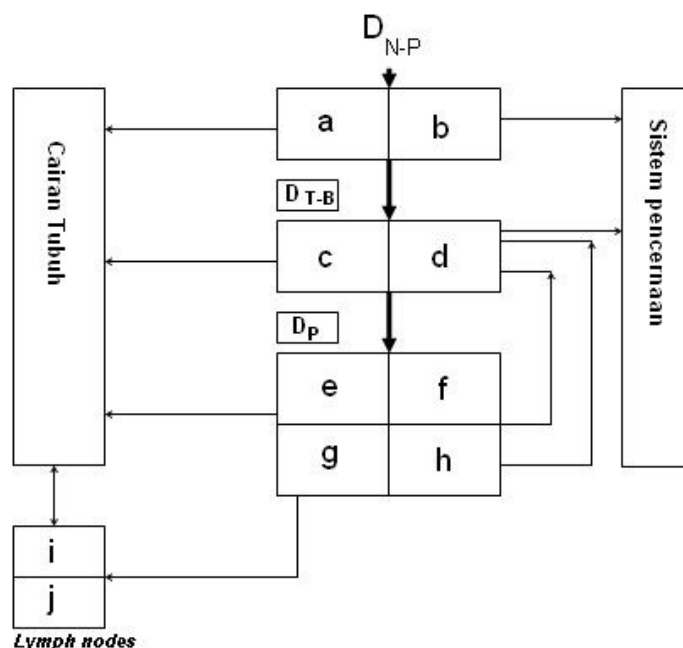
dipermukaan tempat fasilitas kerja harus dilakukan dengan seksama. Masker atau pakaian khusus harus digunakan untuk melindungi diri dari kontaminasi interna yang mungkin terjadi. Konsentrasi material radioaktif di udara akan bervariasi nilainya terhadap waktu bergantung pada jenis pekerjaan yang sedang dilaksanakan. Pemantauan kontaminasi interna untuk pekerja radiasi mutlak dilaksanakan terutama jika terjadi kecelakaan.

Penentuan dosis pada organ tubuh atau seluruh tubuh akibat adanya kontaminasi interna radionuklida di dalam tubuh dapat dihitung menggunakan model matematika. Umumnya model matematika yang dipakai disesuaikan dengan model metabolisme tubuh yang dilengkapi dengan suatu uraian matematika dari *intake*, *uptake*, distribusi, retensi dan ekskresi radionuklida. Perhitungan didasarkan atas proses biologi dan sifat-sifat kimia dan fisika zat radioaktif yang berperan. Dengan mengetahui model matematika yang digunakan, maka jumlah radionuklida yang diekskresikan dapat ditentukan, selanjutnya nilai *intake* dan *uptake* dapat dihitung^[1,2].

Model (saluran pernafasan) *respiratory tract* disebut juga (model paru-paru) *lung model*,

direkomendasikan oleh ICRP dan pertama kali dipublikasikan tahun 1966 (ICRP 1966). Sebagian dari ICRP 1966 dimodifikasi dalam ICRP nomor sembilan belas kemudian dipublikasi secara lengkap pada ICRP Pub. 30, bagian I. Menurut *lung model*, sistem pernafasan dibagi dalam tiga bagian secara anatomi yaitu : (N - P) = daerah hidung, (T - B) = daerah trakea bronki dan (P) = daerah paru-paru. Deposisi radionuklida di dalam 3 daerah tersebut bervariasi sesuai dengan sifat-sifat aerodinamis dan diffusi aerosol radionuklida yang masuk melalui pernafasan. Pergerakan radionuklida ke dalam dan keluar dari kompartemen sistem pernafasan dapat diuraikan menggunakan persamaan matematika. Persamaan ini adalah suatu persamaan matematika yang dibuat berdasarkan

proses dengan partikel radioaktif yang dihirup terdeposisi ke berbagai organ dalam sistem pernafasan dan berdasarkan proses yang partikel radioaktifnya meninggalkan atau terlepas dari area deposisi akibat proses bersihan (*clearance process*). Dari persamaan matematika ini, jumlah materi radioaktif di dalam bagian organ-organ lain didalam tubuh dapat dihitung sebagai fungsi waktu. Jumlah materi radioaktif yang diekskresi pada setiap saat setelah pemaparan radiasi dan perkiraan adanya deposisi radionuklida serta dosis radiasi yang terdapat dalam sistem pernafasan dapat dihitung. Gambar 1. Memperlihatkan model matematik yang digunakan untuk menguraikan proses pembersihan (*clearance process*) dari sistem pernafasan (*respiratory tract*)^[2].



Gambar 1. Skema jalur pembersihan (*clearance pathways*) antar bagian dari a sampai j di dalam empat daerah pernafasan (*region respiratory*) N-P , T-B, P dan L

Materi radioaktif yang terdeposisi di dalam sistem pernapasan akan dieliminasi secara cepat dari sistem pernapasan itu sendiri dan sejumlah kecil materi akan ditransfer dan terabsorpsi ke dalam tubuh bergantung dari sifat kimia dan fisika materi tersebut. Untuk mengevaluasi dosis materi radioaktif dikelompokkan dalam tiga kelas menurut sifat materi radioaktif tersebut yaitu kelas *D (Day)*, *W (Week)* dan *Y (Year)*. Kelas *D* adalah untuk materi radioaktif yang mudah larut dan mudah ditransfers serta waktu bersihan (*clearance time*) berjalan dalam waktu singkat sedangkan kelas *W* dan kelas *Y* adalah sebaliknya [2].

Proses eliminasi materi radioaktif biasanya setelah 2 hari atau lebih dan jumlah radioaktif yang terdeposisi di dalam tubuh atau paru lalu diukur. Jumlah radioaktif yang terdeposisi dan

tertinggal di dalam tubuh atau paru pada saat inhalasi ditetapkan sebagai $t=0$. Tabel 1. memperlihatkan model matematika yang digunakan untuk menerangkan bagaimana proses eliminasi radioaktif berlangsung dari sistem pernapasan. Pada kolom kiri menunjukkan jumlah fraksi (%) radioaktif yang terdeposisi pada daerah-daerah sebagai berikut : *D (N - P)*, *D (T - B)* dan *D (P)* untuk aerosol dengan *AMAD (Activity Median Aerodynamic Diameter)* sebesar 1 μm . Sedangkan proses eliminir (*clearance process*) berlangsung dari bagian a sampai j di dalam 4 daerah pernapasan yaitu : *N - P*, *T - B*, *P* dan *L (ICRP.Pub.30)*, tanda *n.a = not applicable* (tidak terdapat) [2].

Tabel 1. Memperlihatkan model matematik yang digunakan untuk menerangkan bagaimana proses eliminasi radioaktif.

Daerah	Kompartemen	D		W		Y	
		T hari	F	T hari	F	T hari	F
N – P (DN-P = 0,30)	a	0,01	0,50	0,01	0,10	0,01	0,01
	b	0,01	0,50	0,40	0,90	0,40	0,99
T – B (DT-B = 0,08)	c	0,01	0,95	0,01	0,50	0,01	0,01
	d	0,20	0,05	0,20	0,50	0,20	0,99
P (DP = 0,25)	e	0,50	0,80	50	0,15	500	0,05
	f	n.a.	n.a.	1,0	0,40	1,0	0,40
	g	n.a.	n.a.	50	0,40	500	0,40
L	h	0,50	0,20	50	0,05	500	0,15
	i	0,50	1,00	50	1,00	1000	0,90
	j	n.a.	n.a.	n.a.	n.a.	∞	0,10

Air seni (*urine*) merupakan sampel yang cukup mewakili untuk pengukuran kandungan radioaktif yang terdapat dalam tubuh pekerja akibat kontaminasi interna. Adanya kasus seseorang yang telah terkontaminasi radionuklida selama bertahun-tahun, bahkan dalam waktu yang sangat lama maka prosedur bioassay dapat digunakan untuk menentukan berapa banyak deposit radionuklida yang terdapat dalam tubuh seseorang pada saat sekarang ini^[2,3].

Salah satu radionuklida yang dapat mengakibatkan kontaminasi interna adalah uranium. Uranium merupakan elemen yang sangat penting dalam industri nuklir terutama penggunaannya sebagai bahan bakar reaktor. Uranium mempunyai sifat toksik atau beracun dan dalam kadar tertentu sangat berbahaya bagi tubuh manusia. Senyawa uranium sangat mudah larut dalam air dan terbawa oleh zat cair (H_2O), oleh karena itu uranium akan mudah didapat di seluruh permukaan bumi dengan kadar yang berbeda-beda di setiap tempat. Dalam kadar yang sangat rendah, sifat racun uranium dapat ditolerir oleh tubuh tetapi dalam jumlah yang cukup besar sangatlah berbahaya bagi tubuh atau organ tubuh manusia (paru-paru, ginjal, tulang dan jaringan tubuh lainnya)^[4,5].

Dalam kasus tertentu yang paling berpeluang terkontaminasi uranium dalam jumlah besar adalah pekerja tambang uranium ataupun para pekerja yang berhubungan dengan proses uranium. Oleh karena itu perlu dilakukan pemantauan secara rutin kadar uranium dalam urin pekerja sebagai pengontrol maupun proteksi terhadap bahaya kontaminasi interna. Banyak cara untuk menentukan kadar uranium yang telah dilakukan beberapa tahun belakangan ini dan metode fluorometri sebagai salah satu metode yang banyak digunakan karena hasil yang diperoleh cukup memuaskan.

Dalam tulisan ini diterangkan bagaimana teknik bioassay dapat digunakan untuk perkiraan dosis radiasi pada organ dan jaringan tubuh dengan model matematik yang menguraikan absorpsi suatu radionuklida ke dalam darah, deposisi dan retensinya pada bermacam-macam organ dan jaringan tubuh serta dosis yang disebabkan beban radionuklida tersebut. Dibuat skenario sebagai berikut : seorang pekerja radiasi tambang uranium dilaporkan telah terkontaminasi uranium alam yang mengandung tiga komponen ^{234}U , ^{235}U dan ^{238}U melalui pernapasan (inhalasi). Untuk mengetahui berapa jumlah

uranium alam yang masuk ke dalam tubuhnya melalui inhalasi (*intake*) dan yang terdeposisi di dalam tubuhnya serta dosis yang diterima setelah kecelakaan. Pasien dibawa ke laboratorium bioassay untuk diambil dan dikumpulkan sampel urinnya selama 24 jam lalu dianalisis kandungan uranium alamnya dengan prosedur *bioassay in-vitro*.

II. BAHAN DAN TATA KERJA

Persiapan sampel

Pekerja radiasi harus mengisi lembaran data pada lembaran isian yang telah tersedia. Selanjutnya sampel urin dikumpulkan selama 24 jam, dimasukkan ke dalam botol yang bersih dan tertutup. Sampel urin diukur volumenya dan dipindahkan ke dalam gelas kimia yang telah diberi nomor. Kandungan uraniumnya dianalisis sesuai dengan prosedur *bioassay in-vitro*.

Pengukuran^[5]

Spektrum alfa diukur dengan detektor *Silicone surface barrier* yang mempunyai area efektif sampai orde 300mm³ dan resolusi partikel alfa kira-kira 20 keV (FWHM), sehingga untuk mengidentifikasi isotop yang memancarkan sinar alfa perlu dilakukan kalibrasi energi menggunakan radionuklida ²³⁹Pu dan

²⁴¹Am. Selanjutnya dilakukan pengukuran sampel yang telah disiapkan.

Perhitungan

1. Perhitungan aktivitas spesifik dan aktivitas uranium dalam 1 gram uranium alam adalah:

Aktivitas spesifik dan aktivitas ²³⁴U, ²³⁵U dan ²³⁸U dalam 1 gram Uranium alam.

$$A_{sp} \left(-\frac{dn}{dt} \right) = \lambda \cdot N$$

$$Aktivitas = \lambda \cdot N \cdot Abundance \dots(1)$$

2. Perhitungan laju deposisi radionuklida untuk kelas D (*day*), W (*week*) dan Y (*year*) dari paru ke cairan tubuh dilakukan dengan cara penyerapan langsung dan tidak langsung menggunakan data yang ada di tabel 1.
3. Perhitungan jumlah *intake* dan dosis di dalam tubuh akibat kontaminasi interna *single intake* atau *acute intake* melalui pernapasan (*through inhalation*).

Selang waktu 1 (satu) hari setelah kecelakaan ($t = 1$ hari), total kandungan uranium alam yang terdapat dalam urin yang diekskresikan selama 24 jam adalah 1 nano gram (1 ng).

- a. Fraksi uranium yang masuk ke dalam bagian tubuh dan langsung diekskresikan sesuai dengan sistem retensi tubuh, sebagai berikut :

$$r^a_{B,s}(t) = 5,4 \times 10^{-1} \cdot e^{-0,693 \cdot t/0,25} + 2,4 \times 10^{-1} \cdot e^{-0,693 \cdot t/6} + 2,0 \times 10^{-1} \cdot e^{-0,693 \cdot t/20} + 1,0 \times 10^{-3} \cdot e^{-0,693 \cdot t/1500} + 2,3 \times 10^{-2} \cdot e^{-0,693 \cdot t/5000}$$

Total Fraksi Ekskresi = Eks.urine + Faecal + Swet + Eksalasi

ICRP Pub.54 mengasumsikan bahwa semua ekskresi terjadi melalui urin oleh karenanya $f\mu = 1$ dengan demikian maka :

$$e^a_{B,u}(t) = r^a_{B,s}(t)$$

$$e^a_{B,u}(t) = 1,5 \cdot e^{-0,693 \cdot t/0,25} + 2,8 \times 10^{-2} \cdot e^{-0,693 \cdot t/6} + 6,9 \times 10^{-3} \cdot e^{-0,693 \cdot t/20} + 4,8 \cdot 10^{-7} \cdot e^{-0,693 \cdot t/1500} + 3,2 \times 10^{-6} \cdot e^{-0,693 \cdot t/5000} \dots\dots\dots (2)$$

b. Jumlah radionuklida yang masuk ke dalam tubuh (*intake*) dapat dihitung dengan persamaan di bawah ini :

$$I(\text{intake}) = \frac{Eu(t)}{Kd / Kw / Ky \times Yu(t) \times e^{-\lambda t}} = \frac{Eu(t)}{e^a_{B,u}(t)} \dots\dots\dots (3)$$

dengan :

$Eu(t)$ = jumlah aktivitas radionuklida yang diekskresi dalam sampel urin pada waktu t.

$Yu(t)$ = besarnya fraksi urin yang diekskresikan

$e^{-\lambda t}$ = waktu paro radionuklida

$Kd/Kw/Ky$ = faktor

$e^a_{B,u}(t) = Yu(t)$ = fraksi aktivitas radionuklida yang terinhalasi pada waktu t (hari)

$$-\frac{dr(t)}{dt} = Y(t)$$

dengan :

$$-\frac{dr(t)}{dt} = \text{retensi}$$

$Y(t)$ = total ekskresi

t = hari

c. Dosis efektif terikat (*Committed effective dose equivalent per unit intake*) (Sv/Bq) = *weighting factor* \times *weighted committed dose equivalent in target organs or tissues per intake of unit activity* (Sv/Bq).

$$CED = \Sigma Wt \times H_{50,T} Sv/Bq \dots\dots\dots (4)$$

dengan :

$H_{50,T} Sv/Bq$ = *weighted committed dose equivalent in target organ or tissues per intake of unit activity* (Sv/Bq)

Wt = *weighting factor*

d. *Effective dose* (HE) = $I(Bq) \times \Sigma Wt \times H_{50,T} Sv/Bq(S)$ (5)

e. Dosis Organ (HT) = $I(Bq) \times H_{50,T} Sv/Bq(NS)$ (6)

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Uranium mengandung tiga unsur yaitu : ^{234}U , ^{235}U dan ^{238}U , sehingga perhitungan dilakukan satu per satu seperti

di bawah ini. Penghitungan Aktivitas spesifik dan aktivitas dalam uranium alam (^{234}U , ^{235}U dan ^{238}U) sebesar 1 gram ^{234}U dapat dilihat pada Tabel 2.

Tabel 2. Aktivitas Spesifik Uranium Alam (^{234}U , ^{235}U dan ^{238}U).

Isotop	Abundance (%)	T1/2 (year)	Ak. Spesifik (Bq/gr)	Aktivitas dalam 1 gr U alam (Bq/gr U alam)
^{234}U	0,0056	$2,48 \times 10^{05}$	$2,28 \times 10^{08}$	$1,28 \times 10^{04}$
^{235}U	0,7200	$7,10 \times 10^{08}$	$7,96 \times 10^{04}$	$5,73 \times 10^{02}$
^{238}U	99,2744	$4,51 \times 10^{09}$	$1,23 \times 10^{04}$	$1,22 \times 10^{04}$

Evaluasi dosis materi radioaktif berdasarkan laju deposisi radionuklida dikelompokkan dalam tiga kelas menurut sifat materi radioaktif tersebut yaitu kelas *D (Day)*, *W (Week)* dan *Y (Year)*. Kelas *D* adalah untuk materi radioaktif yang mudah larut dan mudah ditransfer serta waktu pembersihan (*clearance time*) berjalan dalam waktu singkat sedangkan kelas *W* dan kelas *Y* adalah sebaliknya. Penghitungan dilakukan berdasarkan penyerapan langsung dan tidak langsung dari daerah hidung, trakea bronki dan paru-paru menuju ke cairan tubuh sehingga diperoleh hasil untuk setiap kelas, sebagai berikut : $KD = 0,48 + 0,15 \times f_1$, $KW = 0,07 + 0,41 \times f_1$ dan $KY = 0,004 + 0,48 \times f_1$, dengan $f_1 =$ fraksi unsur/radionuklida yang mencapai cairan tubuh (*body fluids*) dan diteruskan ke sistem pencernaan.

Diasumsikan bahwa fraksi uranium yang masuk ke dalam bagian tubuh dan

langsung diekskresikan adalah sebesar 0,54 serta fraksi sebesar 0,2 dan 0,023 ditransfer ke mineral tulang (*mineral bone*) dan tertahan disini dengan waktu paro 20 hari dan 5000 hari, fraksi sebesar 0,12 dan 0,00052 ditransfer ke ginjal (*kidneys*) dan tertahan disini dengan waktu paro 6 hari dan 1500 hari, fraksi sebesar 0,12 dan 0,00032 diasumsikan transfer ke seluruh jaringan tubuh yang lain dan tertahan dengan waktu paro 6 sampai 1500 hari. *ICRP Pub. 54* mengasumsikan bahwa semua ekskresi terjadi melalui urin oleh karenanya $f\mu = 1$, dengan demikian jika $t = 1$ hari, $f\mu = 1$ maka besarnya fraksi ekskresi urin dapat dihitung menggunakan persamaan 2 dan diperoleh hasil 0,1254.

Setelah nilai fraksi ekskresi urin diketahui maka dapat dihitung banyaknya radionuklida yang masuk ke dalam tubuh. (*intake*). Hasil analisis bioassay in-vitro kandungan uranium alam (U-alam) yang

terdapat dalam sampel urin 24 jam pada pekerja tambang uranium tersebut adalah = 1 ng (nanogram). Dengan demikian kandungan uranium alam (^{234}U , ^{235}U dan ^{238}U) yang masuk ke dalam tubuh pekerja tambang melalui inhalasi adalah : 16,4 ng

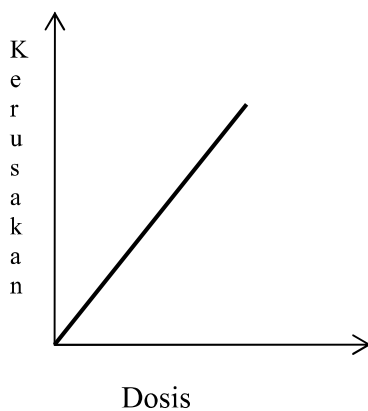
= $1,64 \times 10^{-8}$ gram. Setelah diketahui kandungan uranium alam yang masuk ke dalam tubuh maka dapat dihitung berapa jumlah *intake* sesuai dengan persamaan 3, hasil ini dapat dilihat dalam Tabel 3 di bawah ini.

Tabel 3. Aktivitas dalam 1 gr uranium dan *Intake*.

Isotop	Jumlah Uranium alam (gr)	Aktivitas dalam 1 gr Uranium (Bq/gr)	<i>Intake (Bq)</i>
^{234}U	$1,64 \times 10^{-8}$	$1,28 \times 10^4$	$2,1 \times 10^{-4}$
^{235}U	$1,64 \times 10^{-8}$	$5,73 \times 10^2$	$9,4 \times 10^{-4}$
^{238}U	$1,64 \times 10^{-8}$	$1,22 \times 10^4$	$2,0 \times 10^{-4}$

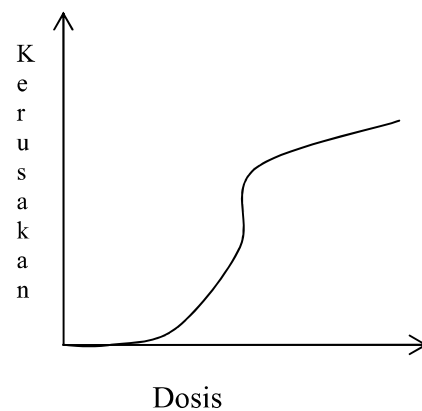
Kontaminasi interna yang diakibatkan oleh uranium alam dapat menyebabkan efek stokastik dan non stokastik. Efek stokastik merupakan gejala yang langsung terasa bila seorang pekerja

radiasi terkontaminasi interna sedangkan efek non stokastik merupakan gejala dalam jangka waktu yang lama baru terasa dan telah mencapai organ target, seperti digambarkan pada gambar di bawah ini [2].



Gambar 2. Efek stokastik

Dalam menghitung dosis efektif terikat (*CED*) untuk kelas D perlu diperhatikan organ tubuh yang dapat terkena efek stokastik yaitu sumsum tulang, paru-paru, tulang maupun ginjal. Dosis yang diterima setiap bagian tersebut



Efek non stokastik

dihitung menggunakan persamaan 3 lalu hasil perhitungannya dijumlahkan sehingga diperoleh dosis efektif terikat (*CED*) untuk setiap jenis uranium. Jumlah *intake* dan *CED* digunakan untuk menghitung dosis efektif (*HE*) yang ada di seluruh tubuh

sesuai dengan persamaan 5. Nilai *intake* dan *CED* ini adalah perhitungan untuk efek stokastik apabila yang terjadi efek non stokastik maka harus dihitung dosis organ (*HT*) yaitu bagian tulang (*bone surface*) menggunakan persamaan 6. Hasil perhitungan *Committed effective dose equivalent (CED) per unit intake (Sv/Bq)*,

dosis efektif (*HE*) seluruh tubuh (*Whole body*) dengan *Annual Dose Limit* 0,05 Sv untuk efek stokastik (S) dan dosis organ (*HT*) pada tulang (*Bone surface*) dengan *Annual Dose Limit* 0,5 Sv untuk efek non-stokastik (NS) kelas D dapat dilihat pada Tabel 4 berikut ini:

Tabel 4. Hasil *CED* dan *HE* untuk efek stokastik dan *HT* untuk efek non stokastik untuk kelas D.

Isotop	<i>Intake</i> (Bq)	<i>CED</i> (Sv/Bq)	<i>HE</i> (Sv)	<i>HT</i> (Sv)
²³⁴ U	$2,1 \times 10^{-4}$	$7,2 \times 10^{-07}$	$1,52 \times 10^{-10}$	$2,31 \times 10^{-09}$
²³⁵ U	$9,4 \times 10^{-4}$	$6,6 \times 10^{-07}$	$6,24 \times 10^{-12}$	$9,40 \times 10^{-11}$
²³⁸ U	$2,0 \times 10^{-4}$	$6,4 \times 10^{-07}$	$1,33 \times 10^{-10}$	$1,96 \times 10^{-09}$
Total			$2,91 \times 10^{-10}$	$4,36 \times 10^{-09}$

Bila pada kelas D untuk materi radioaktif yang mudah larut dan mudah ditransfers serta waktu bersihan (*clearance time*) berjalan dalam waktu singkat maka perlu juga dilakukan perhitungan untuk kelas W dan kelas Y karena waktu pembersihannya yang lebih lama. Perhitungan yang dilakukan sama seperti pada kelas D. Hasil perhitungan *Committed*

effective dose equivalent (CED), dosis efektif (*HE*) seluruh tubuh (*Whole body*) dengan *Annual Dose Limit* 0,05 Sv untuk efek stokastik (S) dan dosis organ (*HT*) pada paru-paru (*Lung*) dengan *Annual Dose Limit* 0,5 Sv untuk efek non stokastik (NS) kelas W dapat dilihat dalam Tabel 5 dibawah ini.

Tabel 5. Hasil *CED* dan *HE* untuk efek stokastik dan *HT* untuk efek non stokastik untuk kelas W.

Isotop	<i>Intake</i> (Bq)	<i>CED</i> (Sv/Bq)	<i>HE</i> (Sv)	<i>HT</i> (Sv)
U-234	$2,1 \times 10^{-4}$	$1,9 \times 10^{-06}$	$3,99 \times 10E^{-10}$	$3,36 \times 10^{-09}$
U-235	$9,4 \times 10^{-4}$	$1,8 \times 10^{-06}$	$1,69 \times 10^{-12}$	$1,41 \times 10^{-10}$
U-238	$2,0 \times 10^{-4}$	$1,7 \times 10^{-06}$	$3,40 \times 10^{-10}$	$2,80 \times 10^{-09}$
Total			$7,60 \times 10^{-10}$	$3,40 \times 10^{-07}$

Sedangkan perhitungan untuk kelas Y adalah *Committed effective dose*

equivalent (CED) per unit intake (Sv/Bq), dosis efektif (*HE*) seluruh tubuh (*Whole*

body) dengan *Annual Dose Limit* 0,05 Sv untuk efek stokastik (S) dan dosis organ (*HT*) pada paru-paru (*Lung*) dengan *Annual*

Dose Limit 0,5 Sv untuk efek non stokastik (NS) kelas Y dapat dilihat dalam Tabel 6 di bawah ini.

Tabel 6. Hasil *CED* dan *HE* untuk efek stokastik dan *HT* untuk efek non stokastik untuk kelas Y.

Isotop	<i>Intake</i> (Bq)	<i>CED</i> (Sv/Bq)	<i>HE</i> (Sv)	<i>HT</i> (Sv)
U-234	$2,1 \times 10^{-4}$	$3,6 \times 10^{-05}$	$7,56 \times 10^{-09}$	$6,3 \times 10^{-08}$
U-235	$9,4 \times 10^{-4}$	$3,3 \times 10^{-05}$	$3,10 \times 10^{-10}$	$2,6 \times 10^{-09}$
U-238	$2,0 \times 10^{-4}$	$3,2 \times 10^{-05}$	$1,28 \times 10^{-08}$	$5,4 \times 10^{-08}$
Total			$2,07 \times 10^{-08}$	$1,2 \times 10^{-07}$

Berdasarkan *ICRP Pub. 30* disebutkan bahwa batas dosis tahunan untuk efek stokastik (*Annual Dose limit for stochastic effect*) adalah :

$$HE = \sum W_T \cdot H_{50,T} \leq 0,05 \text{ Sv} \leq 50 \text{ mSv}$$

Batas dosis tahunan untuk efek non-stokastik (*Annual Dose limit for non-stokastic effect*) adalah :

$$HT = I \times H_{50,T} \leq 0,5 \text{ Sv} \leq 500 \text{ mSv}$$

Hasil *HE* dan *HT* yang didapat pada sampel pasien seperti di atas menunjukkan bahwa besarnya dosis uranium alam yang masuk ke dalam tubuh lebih kecil dari batas tahunan yang ditetapkan sehingga pasien tidak perlu diistirahatkan .

IV. KESIMPULAN

Hasil evaluasi dosis akibat kontaminasi interna melalui pernapasan (inhalasi) dengan menganalisa urin pekerja radiasi yang diasumsi terkontaminasi

uranium sebesar 1 nano gram uranium alam dalam urin yang dikumpulkan selama 24 jam, diketahui jumlah uranium yang masuk melalui pernapasan sebesar $1,64 \times 10^{-08}$ gram, nilai *intake* ^{234}U , ^{235}U dan ^{238}U adalah $2,1 \times 10^{-4}$ Bq, $9,4 \times 10^{-4}$ Bq dan $2,0 \times 10^{-4}$ Bq. Jumlah total dosis efektif (*HE*) untuk efek stokastik (S) dan dosis efektif untuk target organ (*HT*) non stokastik (NS) kelas D adalah $2,91 \times 10^{-10}$ Sv dan $4,36 \times 10^{-09}$ Sv, kelas W adalah $7,60 \times 10^{-10}$ Sv dan $3,40 \times 10^{-07}$ Sv serta untuk kelas Y adalah $2,07 \times 10^{-08}$ Sv dan $1,20 \times 10^{-07}$ Sv. Dari perhitungan di atas diketahui bahwa hasilnya di bawah batas dosis tahunan baik untuk efek stokastik maupun efek non stokastik sehingga pasien tidak perlu diistirahatkan dan dapat bekerja seperti biasa.

DAFTAR PUSTAKA

1. NCRP, *Use of Bioassay Procedures for Assessment of Internal Radionuclide Deposition*, National Council Radiation Protection and Measurements, Report No. 87, (1987).
2. ICRP, *Limits for Intakes of Radionuclides by Workers*, Publication 30, Part 1, Ann. ICRP 2^{3/4}, International Commission on Radiological Protection, Pergamon Press, Oxford and New York (1979).
3. ICRP, *Individual Monitoring for Intakes of Radionuclides by Workers: Design and Interpretation*, International Commission on Radiological Protection Publication No. 54, Pergamon Press, Oxford and New York (1988).
4. IAEA, *Indirect Methods for Assessing Intakes of Radionuclides Causing Occupational Exposure*, Safety Reports Series No.18, IAEA (2000).
5. IAEA, *Regional Training Course on Assessment of Occupational Exposure due Intakes of Radio-nuclides, Laboratory Practices Module VI.2/1*, IAEA (2003).