

MENGOPTIMALKAN PENGGUNAAN DOSIMETER PERORANGAN DI MEDAN RADIASI CAMPURAN

Mukhlis Akhadi

Puslitbang Keselamatan Radiasi dan Biomedika Nuklir – BATAN

- Jalan Cinere Pasar Jumat, Jakarta – 12440
- PO Box 7043 JKSKL, Jakarta – 12070

PENDAHULUAN

Berbagai jenis radiasi pengion yang digunakan dalam kegiatan pemanfaatan teknik nuklir berpotensi memberikan efek merugikan terhadap tubuh manusia apabila paparan radiasinya berlebihan. Setiap pekerja radiasi selalu mempunyai resiko terkena paparan radiasi pengion selama menjalankan tugasnya. Oleh sebab itu, faktor keselamatan manusia harus mendapatkan prioritas utama. Sudah barang tentu pemanfaatannya akan lebih sempurna jika faktor kerugian yang mungkin timbul dapat ditekan serendah mungkin atau dihilangkan sama sekali. Salah satu cara untuk menghindari terjadinya pemaparan radiasi pengion yang berlebihan terhadap tubuh manusia adalah dengan melakukan pemantauan rutin dosis perorangan para pekerja radiasi. Dengan program pemantauan dosis pekerja secara ketat, penerimaan dosis oleh para pekerja radiasi akan tetap terkontrol dan dapat diambil tindakan proteksi secepat mungkin apabila jumlah penerimaan dosis akumulasinya melampaui nilai batas dosis yang telah ditetapkan.

Program pemantauan dosis pekerja memegang peranan yang penting dalam rangka pemanfaatan radiasi dalam berbagai bidang kegiatan dan harus disusun sedemikian rupa sehingga mampu mendeteksi setiap kelainan operasional sekecil apapun yang dapat menjurus ke arah terjadinya kecelakaan sehingga menyebabkan terjadinya pemaparan radiasi yang

berlebihan terhadap pekerja.

Pemantauan radiasi eksterna dilakukan terhadap pekerja yang mempunyai potensi terpapar radiasi dari sumber eksterna seperti para pekerja radiasi yang menggunakan sumber-sumber radiasi terbungkus beraktivitas tinggi atau sangat tinggi atau bekerja dengan mesin pembangkit radiasi dengan laju dosis yang besar. Pemantauan radiasi eksterna dimaksudkan agar dosis akumulasi dari sumber-sumber eksterna yang diterima pekerja selama menjalankan tugas tetap terkontrol. Untuk pemantauan dosis perorangan, manusia mengandalkan sepenuhnya pada dosimeter perorangan. Tulisan ini akan membahas lebih lanjut mengenai pemantauan dosis eksterna pekerja radiasi menggunakan dosimeter perorangan dengan menitikberatkan pada upaya mengoptimalkan penggunaan dosimeter tersebut untuk pemantauan dosis di medan radiasi campuran, yaitu medan radiasi atau daerah kerja dimana potensi paparan radiasinya berasal dari berbagai jenis dan energi radiasi pengion, seperti laboratorium yang menggunakan berbagai jenis dan energi radiasi, reaktor nuklir yang memancarkan neutron dan gamma berbagai energi dan sebagainya.

DOSIMETER FILM EMULSI

Dosimeter film emulsi merupakan jenis dosimeter perorangan yang pertama kali digunakan. Karena proses kerjanya cukup

sederhana, maka hingga kini dosimeter film ini masih digunakan secara luas. Meskipun sifat dosimeter ini adalah sekali pakai, proses evaluasi dosisnya memerlukan waktu yang relatif lama serta relatif peka terhadap faktor-faktor lingkungan, namun penggunaan dosimeter film ini memberikan beberapa keuntungan, antara lain:

- Dosimeter film yang telah dikembangkan dapat disimpan sebagai arsip untuk selamanya.
- Data dosis dapat diperoleh atau dibaca kembali bilamana diperlukan atau ditemukan hal-hal lain yang meragukan.
- Kombinasi filter-filturnya yang sesuai dapat dipakai untuk memantau berbagai jenis dan energi radiasi.
- Biaya proses dosimeter film cukup murah dan peralatan untuk evaluasi dosisnya cukup sederhana.

Dosimeter film emulsi dibuat dari bahan dasar selulosa asetat yang dilapisi bahan sensitif radiasi pada salah satu atau kedua permukaannya. Lapisan sensitif radiasi ini disebut emulsi yang terdiri dari gelatin dan komponen-komponen foto sensitif (peka cahaya) berupa kristal-kristal perak bromida (AgBr) yang tersebar merata dalam gelatin. Tebal bahan dosimeter film kira-kira 200 mikron, sedangkan tebal lapisan emulsi, bentuk dan ukuran kristal AgBr serta pengotor-pengotor lainnya berbeda-beda untuk setiap jenis film. Lapisan emulsi untuk film pemantau sinar-X kira-kira 12 mikron, sedang untuk film pemantau neutron kira-kira tiga kalinya.

Dalam pemakaiannya, potongan dosimeter film yang dibungkus kertas hitam kedap cahaya dimasukkan ke dalam *holder* (wadah film) khusus yang di dalamnya terdapat berbagai jenis filter, sehingga dosimeter ini dapat dipakai untuk pemantauan berbagai jenis radiasi seperti radiasi- β , radiasi- γ , sinar-X dan neutron termik. Film emulsi yang digunakan untuk pemantauan dosis perorangan ini umumnya memiliki emulsi

ganda, yaitu emulsi cepat pada salah satu permukaan dan emulsi lambat pada permukaan lainnya yang memungkinkan dilakukannya pengukuran radiasi dengan jangkauan dosis yang lebar. Emulsi cepat dapat dipakai untuk pengukuran dosis gamma dari 50 μ Sv hingga \pm 50 mSv. Jika dosis yang diterima film telah melebihi nilai 50 mSv, maka bagian dari emulsi cepat akan mengelupas dari film dan emulsi lambat dapat dipakai untuk pengukuran dosis hingga 10 Sv.

Sifat dari kristal AgBr adalah mampu mengabsorpsi radiasi yang diterimanya. Radiasi pengion dapat memberikan proses foto kimia tertentu pada butir-butir emulsi sehingga dihasilkan bentuk-bentuk pengembangan berupa pengumpulan atom-atom Ag yang disebut bayangan laten yang bertambah besar jika radiasi pengion yang diterima dosimeter film bertambah banyak.

Proses pengembangan film dilakukan di ruang gelap dengan cara membuka bungkus kertas film. Film yang sudah terbuka selanjutnya dimasukkan ke dalam larutan pengembang (*developer*) selama kurang lebih lima menit dilanjutkan ke larutan pemantap (*fixer*) selama \pm 10 menit. Dalam pemakaian, dosimeter film tidak merekan secara langsung dosis radiasi yang diterimanya. Efek yang tampak pada film adalah timbulnya kehitaman setelah proses pengembangan dan pemantapan. Tingkat kehitaman film atau lebih sering dikenal dengan kerapatan optis ini sebanding dengan besar dosis radiasi yang diterima sebelumnya. Oleh sebab itu, dosimeter film harus dikalibrasi terlebih dahulu untuk mendapatkan hubungan antara dosis radiasi dengan kerapatan optis film.

Dalam kegiatan rutin pemantauan dosis perorangan, dosimeter film yang telah dipakai oleh para pekerja radiasi, film kalibrasi serta film kontrol yang tidak menerima paparan radiasi dikembangkan bersama-sama dalam larutan pengembang. Untuk perhitungan dosis yang diterima pemakai dosimeter, film pemantau yang

telah dikembangkan dibaca kerapatan optisnya pada berbagai posisi filter dengan densitometer (alat pembaca kerapatan optis film). Hasil bacaan kerapatan optis dapat ditransfer menjadi data dosis radiasi semu menggunakan kurva kalibrasi yang dibuat dengan sinar gamma.

Apabila *holder* film yang dipakai untuk pemantauan dilengkapi dengan berbagai jenis filter, maka dosimeter film mampu mengukur dosis dari sinar-X dan γ dengan energi 20 keV – 3 MeV, sinar-X berenergi rendah (tanpa adanya pengotor sinar- β) dengan energi dari 10 – 20 keV, radiasi- β dengan energi $\geq 0,5$ MeV serta neutron termik. Untuk perhitungan dosis foton yang diterima pekerja, dosimeter film yang telah dikembangkan dibaca kerapatan optisnya pada berbagai posisi filter. Dosis foton yang diterima pekerja dihitung menggunakan persamaan yang sudah disediakan oleh produsen, atau dikembangkan sendiri oleh pengguna melalui berbagai penelitian dan pengembangan yang disesuaikan dengan kondisi medan radiasi dimana dosimeter tersebut digunakan.

Dosimeter film emulsi mempunyai kepekaan yang relatif stabil terhadap foton berenergi tinggi. Sedang kepekaannya terhadap foton berenergi rendah cukup bervariasi bergantung pada energi foton dan jenis filter yang digunakan di dalam *holder*. Namun dengan menggunakan formulasi umum yang menyertakan berbagai jenis filter untuk berbagai jenis radiasi, dapat dilakukan perhitungan dosis ekuivalen foton tanpa perlu mengetahui energi foton pada daerah energi 20 keV sampai dengan 3 MeV. Satu hal yang perlu diperhatikan dalam penggunaan dosimeter film ini, yaitu bahwa faktor-faktor lingkungan dapat mempengaruhi tingkat pemudaran pada dosimeter film.

Dosimeter film emulsi dengan *holder* yang dilengkapi filter tertentu juga mampu membedakan radiasi- β dan foton dengan cara sebagai berikut :

- Semua radiasi- β dan foton dapat masuk mencapai film emulsi yang berada pada posisi

jendela terbuka (*open window*).

- Hampir semua radiasi foton dapat masuk mencapai film emulsi melalui filter plastik 1,5 mm. Sebaliknya, filter itu cukup efektif untuk menahan hampir semua energi radiasi- β yang datang.

Seperti halnya dalam pemantauan foton, dosis- β yang diterima dosimeter film dapat dihitung menggunakan persamaan tertentu yang dikembangkan sendiri melalui penelitian dan pengembangan disesuaikan dengan karakteristik medan radiasi campuran mengandung sinar- β yang akan diukur.

Neutron termik tidak dapat dipantau secara langsung dengan dosimeter film tetapi hanya bisa dilakukan secara tidak langsung melalui reaksi nuklir berupa penyerapan neutron termik oleh filter cadmium (Cd). Neutron termik akan berinteraksi dengan filter Cd melalui reaksi $^{113}\text{Cd}(n,\gamma)^{114}\text{Cd}$ dan radiasi- γ yang dihasilkan dari reaksi tersebut dapat memberikan tambahan kehitaman pada permukaan film yang berada di belakang filter Cd.

Jika dosimeter film dipakai di medan radiasi campuran neutron termik dan gamma, maka kedua jenis radiasi tersebut dapat dibedakan melalui filter Cd dan filter Sn (timah). Pada filter Sn terjadinya reaksi penyerapan neutron termik dapat diabaikan, mengingat penampang lintang serapan Sn terhadap neutron termik hanya 650 *mili-barn*, sedang penampang lintang serapan Cd adalah 2500 *barn* untuk neutron berenergi 0,025 eV dan 7400 *barn* untuk neutron berenergi 0,178 eV.

Karena terjadi reaksi (n, γ) pada filter Cd, neutron termik akan menghasilkan tingkat kehitaman yang lebih tinggi pada bagian film di belakang filter Cd dibandingkan filter Sn. Jika tidak ada neutron termik sama sekali, radiasi- γ akan menyinari film dan menghasilkan tingkat kehitaman yang relatif sama pada bagian film di belakang kedua jenis filter tersebut. Dengan

teknik ini, dosis neutron termik yang diterima dosimeter film dapat dihitung menggunakan persamaan tertentu

DOSIMETER FILM JEJAK NUKLIR

Pemantauan dosis perorangan neutron cepat dapat dilakukan dengan dosimeter film jejak nuklir seperti *Eastman Kodak NTA* buatan *Kodak, USA*. Proses pengukuran dosis neutron cepat juga berkaitan dengan terbentuknya bayangan laten pada emulsi film yang terkena radiasi pengion. Irradiasi neutron cepat terhadap film neutron akan menghasilkan proton terpental (reaksi n,p) yang dapat meninggalkan jejak pada film. Proton terpental itu timbul karena terjadinya tumbukan elastis antara neutron dengan inti atom hidrogen yang terdapat di dalam kertas pembungkus film, emulsi maupun bahan film.

Dosimeter film yang terkena radiasi neutron cepat dalam pengembangannya akan dihasilkan bintik hitam yang memanjang dan disebut jejak nuklir yang dapat dihitung dengan membaca film di bawah mikroskop. Dosis neutron cepat 1 mSv setara dengan kerapatan jejak proton kira-kira $2600 / \text{cm}^2$ pada film jejak nuklir untuk neutron dari sumber Pu-Be. Jumlah jejak per cm^2 yang terbentuk akan sebanding dengan dosis neutron yang diterima film.

Penampang lintang tumbukan (n,p) antara neutron dan atom hidrogen (H) berkurang dengan meningkatnya energi neutron, misal nilai penampang lintang dari 13 barn untuk neutron berenergi 0,1 MeV turun menjadi 4,5 barn pada energi 1 MeV, dan turun menjadi 1 barn pada energi 10 MeV. Apabila proton terpental berenergi kurang dari 0,5 MeV, maka proton tidak akan meninggalkan jejak yang teramati pada film. Jadi energi ambang yang harus dimiliki proton terpental agar dapat menimbulkan jejak yang teramati pada film adalah 0,5 MeV. Dengan demikian, dosimeter film neutron hanya peka terhadap neutron cepat dengan energi minimum 0,5 MeV.

Neutron termik juga dapat menghasilkan jejak proton terpental dalam film neutron. Proton terpental itu merupakan hasil dari reaksi tangkapan neutron oleh nitrogen yang terdapat dalam film melalui reaksi nuklir $^{14}\text{N}(n,p)^{14}\text{C}$. Meskipun penampang lintang untuk neutron berkecepatan 2200 cm/s untuk reaksi jenis ini adalah 1,75 barn, namun kadar nitrogen di dalam film jauh lebih kecil dibandingkan dengan kadar hidrogen di dalamnya. Dengan demikian jumlah jejak proton dari reaksi (n,p) oleh neutron termik jauh lebih kecil dibandingkan dengan neutron cepat.

Holder film untuk dosimeter neutron cepat dirancang untuk penggunaan di dalam medan radiasi campuran, umumnya neutron dan gamma. Sana halnya dengan neutron termik, holder ini paling tidak memiliki dua jenis filter logam dengan tebal densitasnya sama, yakni Cd dan Sn. Penampang lintang serapan filter Cd dan Sn terhadap neutron cepat sangat kecil, sehingga neutron cepat akan menghasilkan kerapatan jejak nuklir yang sama pada bagian film di belakang kedua filter tersebut.

Dosimeter film neutron mempunyai tingkat pemudaran yang sangat tinggi bergantung pada kondisi lingkungan dan lamanya waktu tunda sebelum proses pengembangan. Dosimeter film neutron yang disinari neutron cepat dan disimpan di dalam ruangan bertemperatur 20 – 23 °C mengalami pemudaran relatif lebih lambat dibandingkan jika film tersebut disimpan di dalam ruangan bertemperatur antara 28 – 31 °C. Untuk mengurangi pengaruh lingkungan, film neutron sering kali dibungkus aluminium foil.

DOSIMETER TERMOLUMINESSENSI

Dosimeter perorangan zat padat dibuat dari bahan kristal yang dapat menghasilkan efek tertentu setelah terkena paparan radiasi pengion. Efek tersebut antara lain konduktivitas listrik, fluoresensi dan termoluminesensi. Ada berbagai jenis dosimeter perorangan zat padat yang saat ini banyak digunakan untuk keperluan rutin

pemantauan dosis perorangan pekerja radiasi, antara lain dosimeter thermoluminesensi atau TLD (*thermoluminescence dosemeter*). Keuntungan dalam penggunaan TLD ini adalah mudah dalam pengoperasian, evaluasi dosisnya lebih cepat dari pada dosimeter lainnya, rentang dosisnya luas (dari rendah hingga tinggi), dapat dipakai ulang dan tidak peka terhadap faktor-faktor lingkungan. Kelemahannya adalah data dosis langsung hilang setelah proses pembacaan, sehingga tidak bisa dilakukan pembacaan ulang apabila ditemukan hal-hal yang meragukan.

Sebagaimana diketahui bahwa beberapa materi mempunyai kesanggupan untuk menyimpan energi dari radiasi pengion yang diterimanya. Jika materi tersebut mendapat rangsangan berupa energi panas yang cukup maka akan dipancarkan cahaya tampak dengan intensitas sebanding dengan energi total yang diserap. Materi yang mempunyai sifat demikian itu disebut fosfor dengan contoh antara lain LiF, NaCl, CaF₂, Li₂B₄O₇, CaSO₄ dan sebagainya

Proses pemantauan dosis perorangan dengan TLD dilakukan dengan cara membaca jumlah energi radiasi yang tersimpan di dalam dosimeter tersebut. Energi radiasi yang diserap fosfor dapat dikeluarkan dalam bentuk cahaya tampak. Karena keluarnya cahaya tampak tersebut sebagai akibat pemanasan fosfor dari luar, maka sistim instrumen pembaca TLD dirancang agar mampu memberikan pemanasan pada fosfor dan mendeteksi cahaya tampak yang dipancarkannya.

Pemanasan pada TLD menyebabkan pemancaran cahaya tampak yang ditangkap oleh foto katoda sehingga terjadi pelepasan elektron dari permukaan foto katoda itu. Elektron-elektron yang dilepaskan ini selanjutnya diarahkan ke tabung pengganda elektron yang di dalamnya terdapat dinoda-dinoda. Setiap kali elektron menumbuk dinoda akan menyebabkan terlepasnya elektron-elektron lain dari dinoda tersebut. Dengan demikian terjadi pelipatgandaan jumlah elektron di dalam tabung pengganda elektron. Elektron-elektron itu dapat menghasilkan pulsa listrik yang akan diproses

lebih lanjut oleh sistim rangkaian alat pencacah sehingga diperoleh data hasil cacahan radiasi dari TLD dalam bentuk *thermoluminescence intensity* (intensitas TL), biasanya hasil cacahan radiasi ini dinyatakan dalam satuan arus listrik nano Coulomb (nC).

Selain memanfaatkan fenomena TL, saat ini juga telah dikembangkan dan dipelajari secara intensif dosimeter sejenis yang memanfaatkan fenomena PTTL (*phototransfer thermoluminescence*). Proses TL merupakan fenomena fisika berupa pancaran cahaya dari suatu bahan yang dipanaskan, yang sebelumnya menyerap radiasi pengion. Pemanasan dari luar ini ternyata hanya mampu melepaskan elektron-elektron dari perangkap yang tidak terlalu dalam. Ada elektron-elektron lain yang berada di dalam perangkap dalam tidak terpengaruh oleh pemanasan pertama ini. Dengan demikian, masih ada informasi lain yang tersimpan di dalam bahan. Informasi ini hanya dapat dikeluarkan dengan cara menyinari bahan dengan radiasi elektromagnetik, biasanya digunakan sinar ultra violet untuk memberikan energi pada elektron-elektron yang berada di perangkap dalam sehingga mampu melepaskan diri dari perangkap tersebut dan berpindah ke perangkap yang tidak terlalu dalam. Elektron-elektron yang sudah berpindah tempat ini apabila mendapatkan energi panas dari luar akan melepaskan diri dari perangkap dan melakukan rekombinasi dengan lubang pasangannya semula. Jadi apabila bahan yang telah mengalami proses TL itu disinari dengan ultra violet dan mengalami pemanasan lagi, maka dari bahan tersebut akan dipancarkan lagi cahaya tampak. Proses pancaran cahaya untuk yang kedua kalinya itu disebut PTTL.

Baik proses TL maupun PTTL dapat terjadi pada bahan isolator maupun semikonduktor. Kedua fenomena tersebut saat ini banyak diterapkan dalam berbagai bidang ilmu pengetahuan, seperti untuk mendapatkan informasi mengenai dosis radiasi yang sebelumnya diterima oleh bahan yang berperan sebagai dosimeter radiasi. Akumulasi dosis

radiasi yang diterima bahan akan sebanding dengan intensitas pancaran TL maupun P TTL dari bahan tersebut.

Metode pengukuran radiasi dengan memanfaatkan fenomena termoluminesensi pertama kali diperkenalkan pada tahun 1953. Pada saat itu belum sepenuhnya diketahui bahwa metode termoluminesensi dapat dikembangkan untuk tujuan pemantauan dosis perorangan. Dalam kegiatan rutin pemantauan dosis pekerja, saat ini TLD sering kali dimanfaatkan untuk pemantauan radiasi- β , γ , sinar-X, electron, proton maupun neutron dengan jangkauan dosis radiasinya dari 0,1 mGy sampai dengan kira-kira 1.000 Gy. Oleh sebab itu, dipasaran dapat ditemukan berbagai merek dagang TLD yang dibuat dari berbagai jenis bahan disesuaikan dengan tujuan penggunaannya.

Fosfor yang paling murah dan paling banyak digunakan untuk pembuatan TLD saat ini adalah lithium fluorida (LiF). Bahan LiF berbentuk polikristal dengan nomor atom efektifnya adalah 8,1, cukup ekivalen dengan nomor atom efektif jaringan tubuh manusia yang nilainya 7,4. Secara alamiah dalam keadaan standar LiF mengandung 92,5 % ^7Li dan 7,5 % ^6Li . Fosfor-fosfor lain yang dapat dipakai sebagai bahan dasar untuk pembuatan TLD antara lain kalsium fluorida (CaF_2), lithium borat ($\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7$) dan kalsium sulfat (CaSO_4).

Fosfor ^7LiF peka terhadap radiasi- β maupun foton (sinar-X dan γ), sedangkan fosfor ^6LiF peka terhadap neutron termik, beta dan foton. Kepekaan ^7LiF dan ^6LiF terhadap radiasi- β relatif sama, demikian pula kepekaannya terhadap foton. Untuk LiF alam, karena kandungan ^7LiF jauh lebih besar dibandingkan dengan kandungan ^6LiF , maka LiF alam ini bisa dianggap hanya peka terhadap radiasi- β dan foton saja, sedang kepekaannya terhadap neutron termik dapat diabaikan. Saat ini juga telah berhasil dikembangkan dosimeter jenis lain yang bahan dasarnya LiF alam dan diberi aktivator Mg, Cu dan P sehingga menghasilkan dosimeter

LiF(Mg,Cu,P). Dosimeter ini mempunyai sifat setara dengan jaringan tubuh manusia dan kepekaannya terhadap foton 23 kali lebih tinggi dibandingkan dengan LiF alam.

Interaksi antara radiasi dengan bahan TLD dapat berlangsung melalui beberapa cara. Untuk sinar- β , energi radiasinya dapat diserap dan mengionisasi langsung terhadap bahan. Sedang foton berinteraksi dengan bahan TLD melalui proses fotolistrik, efek Compton dan produksi pasangan. Neutron termik hanya dapat melakukan interaksi dengan fosfor ^6LiF melalui reaksi nuklir $^6\text{Li} (n,\alpha) ^3\text{H}$. Radiasi- α yang dipancarkan dari proses reaksi nuklir itu selanjutnya dapat mengionisasi bahan fosfor. Kepekaan ^6LiF terhadap neutron termik ± 40 kali lebih tinggi dibandingkan kepekaannya terhadap radiasi gamma.

Untuk pemantauan dosis perorangan di medan radiasi campuran beta dan gamma, pasangan dua buah TLD ^7LiF dapat digunakan untuk keperluan tersebut. Teknik yang dipakai adalah dengan merangsang sistim dosimeter yang berisi pasangan fosfor tersebut sedemikian rupa sehingga salah satu fosfor berada pada posisi jendela terbuka (*open window*), sedang fosfor lainnya dibungkus filter aluminium baik dari arah depan maupun belakang dengan kerapatan densitasnya 1.000 mg/cm². Fosfor yang berada pada jendela terbuka dapat merekam radiasi- β dan γ secara bersamaan, sedangkan fosfor di bawah filter aluminium hanya merekam radiasi- γ yang datang, sementara radiasi- β nya akan terserap oleh filter. Dengan demikian, dosis- γ yang diterima dosimeter dapat diperoleh dengan mengevaluasi fosfor di bawah filter aluminium, sedang dosis- β diperoleh dari total dosis yang diterima fosfor pada jendela terbuka dikurangi dengan dosis- γ .

Fosfor ^7LiF murni mempunyai kepekaan yang sangat rendah terhadap neutron, sementara fosfor ^6LiF peka terhadap neutron termik dan gamma. Kadar ^6Li dalam TLD yang dibuat dari fosfor ^6LiF ini biasanya mencapai 95,6 %.

Mengingat hampir setiap medan radiasi neutron terdapat juga radiasi gamma, maka pemantauan neutron termik dapat dilakukan menggunakan sistem dosimeter yang berisi pasangan fosfor ${}^6\text{LiF}$ dan ${}^7\text{LiF}$. Dalam pemakaian di lapangan, dosis neutron termik dan gamma yang diterima dosimeter dapat dibedakan dengan cara mengurangi secara langsung dosis pada fosfor ${}^6\text{LiF}$ dengan dosis pada fosfor ${}^7\text{LiF}$. Pengurangan secara langsung ini dapat dilakukan karena kepekaan kedua fosfor tersebut terhadap radiasi- γ relatif sama. Dari pengurangan ini akan diperoleh dosis neutron termik yang diterima fosfor ${}^6\text{LiF}$, sedang dosis- γ nya dapat ditentukan secara langsung dari fosfor ${}^7\text{LiF}$. Teknik ini memungkinkan dilakukannya pengukuran dosis neutron 0,1 mSv di dalam medan radiasi gamma 2 mSv.

Untuk tujuan dosimetri, neutron dapat diklasifikasikan menjadi tiga kelompok berdasarkan energinya, yaitu : neutron termik dengan energi di bawah energi cut off cadmium (kira-kira 0,5 eV), neutron epitermik dengan energi di atas 0,5 keV sampai dengan 10 keV, dan neutron cepat dengan energi di atas 10 keV. Fosfor ${}^6\text{LiF}$ sangat peka terhadap neutron berenergi rendah hingga menengah. Namun kepekaannya terhadap neutron cepat berkurang sangat tajam dengan kenaikan energi neutron. Kepekaan ${}^6\text{LiF}$ terhadap neutron cepat turun kira-kira 100 kali lebih kecil dibanding kepekaannya terhadap neutron termik.

Ada lima jenis dosimeter yang hingga kini banyak dipakai sebagai dosimeter perorangan neutron, yaitu : TLD-Albedo, dosimeter film emulsi, dosimeter jejak nuklir Cr-39, dosimeter jejak nuklir Th-232 dan kombinasi dari dosimeter albedo-jejak nuklir. Dari kelima jenis dosimeter tersebut, TLD-Albedo merupakan jenis dosimeter yang paling banyak digunakan. Fosfor ${}^6\text{LiF}$ sebetulnya dapat juga dimanfaatkan untuk pemantauan dosis neutron cepat melalui pemantauan neutron albedo hasil hamburan balik neutron cepat oleh tubuh manusia.

Teknik dosimetri neutron albedo ini memanfaatkan hasil interaksi antara neutron cepat dengan tubuh manusia memakai dosimeter. Jika neutron cepat mengenai tubuh, maka akan terjadi interaksi antara neutron dengan inti-inti atom di dalam tubuh, terutama atom hidrogen, sehingga neutron akan termoderasi dan sebagian dipantulkan kembali. Dari interaksi ini akan timbul fluks neutron berenergi termik meninggalkan permukaan tubuh dan dapat dipantau dengan fosfor ${}^6\text{LiF}$ yang dipasang di permukaan tubuh. Neutron ini disebut neutron albedo, sedang teknik pengukurannya disebut dosimetri neutron albedo. Jumlah neutron cepat yang datang akan sebanding dengan jumlah neutron albedo yang terbentuk, sehingga tanggapan yang dihasilkan oleh dosimeter juga sebanding dengan jumlah neutron cepat yang mengenai tubuh.

Jika suatu tempat kerja merupakan medan radiasi campuran yang terdiri atas neutron cepat dan gamma, maka teknik pemantauan dosis perorangan di tempat tersebut dapat dilakukan menggunakan sistem dosimeter yang berisi pasangan fosfor ${}^6\text{LiF}$ dan ${}^7\text{LiF}$. Teknik pengukuran dosisnya sama seperti teknik pemantauan dosis di medan radiasi campuran neutron termik dan gamma yang telah dibahas sebelumnya.

PENUTUP

Medan radiasi di mana para pekerja radiasi menjalankan tugasnya dapat berupa medan radiasi tunggal maupun medan radiasi campuran. Para pekerja radiasi di fasilitas radiodiagnostik suatu rumah sakit dapat dipastikan hanya berhadapan dengan medan radiasi tunggal sinar-X energi rendah. Sementara mereka yang bekerja di fasilitas radioterapi hanya berhadapan dengan radiasi foton atau elektron berenergi tinggi. Medan radiasi tunggal juga dapat ditemukan dalam aplikasi teknik nuklir untuk kegiatan industri. Para pekerja di industri kertas dan rokok yang menggunakan teknik *gauging* hanya

berhadapan dengan radiasi beta energi rendah, semetara para pekerja di industri perminyakan yang menggunakan teknik *logging* berhadapan dengan medan radiasi neutron cepat. Teknik pemantauan dosis perorangan untuk para pekerja radiasi di medan radiasi tunggal ini tentu cukup sederhana dan mudah untuk dilakukan. Karena setiap jenis dosimeter mempunyai kepekaan terhadap radiasi jenis tertentu, maka pemantauannya bisa dilakukan dengan mengidentifikasi medan radiasi tempat kerja dan memilih dosimeter perorangan yang sesuai dengan jenis radiasi yang akan dipantau.

Selain medan radiasi tunggal, para pekerja radiasi terutama yang bekerja di lembaga penelitian seringkali berhadapan dengan medan radiasi campuran karena beragamnya jenis dan energi radiasi yang digunakan di tempat tersebut. Medan radiasi yang dihadapi oleh pekerja di tempat ini bisa berupa campuran radiasi foton berbagai jenis energi mulai dari rendah hingga tinggi, campuran antara foton dan beta, campuran berbagai jenis energi neutron mulai dari termik hingga cepat seperti yang ditemukan di reaktor nuklir, atau bisa juga berupa campuran berbagai jenis dan energi radiasi yang lebih komplek karena beragamnya jenis kegiatan penelitian di tempat tersebut. Teknik pemantauan radiasi untuk para pekerja radiasi ini tentu lebih rumit dibandingkan dengan medan radiasi tunggal. Diperlukan teknik-teknik khusus agar semua dosis yang berasal dari berbagai jenis radiasi yang diterima pekerja dapat diidentifikasi dengan akurat.

Beberapa jenis dosimeter perorangan yang beredar di pasaran dewasa ini sebetulnya sudah dirancang untuk tujuan pemantauan dosis di medan radiasi campuran. Penggunaan berbagai jenis filter dalam *holder* dosimeter film emulsi mampu mengidentifikasi berbagai jenis dan energi radiasi yang diterima pekerja selama menjalankan tugas. Hal yang sama juga ada dalam *holder* TLD. Sayangnya dosimeter tersebut seringkali tidak dimanfaatkan secara optimal dalam pemantauan dosis perorangan di medan

radiasi campuran. Ada masalah-masalah teknis yang seringkali tidak dikuasai sehingga menyebabkan kurang optimalnya penggunaan dosimeter tersebut. Agar dosimeter perorangan dapat digunakan secara optimal untuk pemantauan radiasi di medan radiasi campuran, maka perlu dilakukan penelitian lebih lanjut mengenai karakteristik dosimeter dan medan radiasi yang akan dipantaunya. Salah satu penelitian yang pernah dilakukan adalah mengkalibrasi TLD dengan sumber neutron berenergi campuran dari reaktor nuklir. Banyak kegiatan penelitian dan pengembangan lainnya yang masih dapat dan perlu dilakukan dalam rangka mengoptimalkan penggunaan dosimeter perorangan untuk pemantauan di medan radiasi campuran.

DAFTAR PUSTAKA

1. ADTANI, M.M., et.al., Reliability of a TLD System for Routine Personnel Monitoring, *Radiation Protection Dosimetry*, Vol. 2(1), Nuclear Technology Publishing (1981) pp.43-46.
2. CARILLO, R.E, et.al., Lithium Fluoride (TLD-700) Response to a Mixed Thermal Neutron and Gamma Field, *Radiation Protection Dosimetry*, Vol. 19(1), Nuclear Technology Publishing (1987) pp. 55-57.
3. CHEMBER, H., Introduction to Health Physics (2nd edition), Pergamon Press, New York (1987).
4. CHIYODA, Chiyoda Classification Catalogue, Chiyoda Safety Appliances Co. Ltd., Tokyo, Japan.
5. CHIYODA, A New Film Badge Case for X- and Gamma Rays (summary), Chiyoda Safety Appliances Co. Ltd., Tokyo, Japan (translated by K. FUJITAKA) (1988).
6. DA-KE, WU, et.al., A High Sensitivity LiF Thermoluminescent Dosimeter – LiF(Mg,Cu,P), *Health Physics*, Vol. 46 (5), Pergamon Press Ltd., USA (1984) pp. 1063 – 1067.
7. DELGADO, A., Basic Concepts of Thermoluminescence, *Personnal Thermoluminescence Dosimetry* (Ed. : M. Oberhofer), Report EUR 16 277 EN, Luxembourg (1995) pp. 47-69.
8. FURETTA, C., TL Materials and Their Properties, *Personnal Thermoluminescence Dosimetry* (Ed. : M. Oberhofer), Report EUR 16 277 EN, Luxembourg

- (1995) pp. 71-106.
9. FURUTA, Y and TANAKA, S., Response of ^6LiF and ^7LiF Thermoluminescence Dosimeters to fast Neutrons, *Nuclear Instruments and Methods 104*, North-Holland Publishing Co. (1972) pp. 365-374.
 10. GLICKSTEIN, STANLEY S., Analytical Modeling of Thermoluminescent Albedo Detectors for Neutron Dosimetry, *Health Physics*, Vol. 44(2), Pergamon Press Ltd. USA (1983) pp. 103-114.
 11. GORBICS, STEVEN G., et. al., Use of an Albedo Neutron Personnel Dosimeter for X- and γ -Ray Monitoring, *Health Physics*, Vol. 40, Pergamon Press Ltd., USA (1981) pp. 811-821.
 12. HUFTON, A. P. (editor), Practical Aspect of Thermoluminescence Dosimetry, The Hospital Physicists' Association, England (1984).
 13. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, ICRP Publication No. 60, Bethesda, USA (1990).
 14. KNOLL, F. L., Radiation Detection and Measurement, John Wiley and Son's, New York (1979).
 15. LIU, J.C. and SIMS, C.S., Characterisation of the Harshaw Albedo TLD and the Bubble Detectors BD-100R and BDS-1500, *Radiation Protection Dosimetry*, Vol. 32(1), Nuclear Technology Publishing (1990) pp 21-32.
 16. MAHESH, K., et. al., Thermoluminescence in Solids and Its Applications, Nuclear Technology Publishing (1989).
 17. MCKINLAY, Thermoluminescence Dosimetry, *Medical Physics Handbooks 5*, Adam Hilger Ltd., Bristol, Norwich NR 6 6SA (1981).
 18. NIETO, J. A., Luminescence Dosimetry : Theory and Applications, Derechos Reselvados, Mexico D.F (1990).
 19. SCHARMANN, A., Thermoluminescence Dosimetry – Historical Review, Status Quo and Perspective, *Personnal Thermoluminescence Dosimetry* (Ed. : M. Oberhofer), Report EUR 16 277 EN, Luxembourg (1995) pp. 1-19.
 20. SIMS, C.S. and SWAJA, R.E., TLD-700 Gamma Measurements in Mixed Neutron-Gamma Radiation Fields, *Radiation Protection Dosimetry*, Vol 12(4), Nuclear Technology Publishing (1986) pp. 325-331.
 21. SWAJA, R.E. and GREENE, R.T., Neutron and Gamma Personnel Dosemeter Response in Mixed Radiation Fields, *Radiation Protection Dosimetry*, Vol. 5(2), Nuclear Technology Publishing (1983) pp. 101 – 108.
 22. TANAKA, SHUN-ICHI and FURUTA, Y., Usage of a Thermoluminescence Dosimeter as a Thermal Neutron Detector With High Sensitivity, *Nuclear Instruments and Methods 133*, North-Holland Publishing Co. (1976) pp. 495-396.