

DESAIN PERISAI RADIASI UNTUK SIKLOTRON DECY-13 MENGGUNAKAN METODE MONTE CARLO

Rasito T.¹, Bunawas², Taufik³, Sunardi³ dan Hari Suryanto⁴

¹Pusat Sains dan Teknologi Nuklir Terapan, BATAN, Jl. Tamansari No. 71 Bandung
email: rasito@batan.go.id

²Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi, BATAN, Jl. Lebak Bulus Raya No 49 Jakarta

³Pusat Sains dan Teknologi Akselerator, BATAN, Jl. Babarsari, Yogyakarta

⁴Pusat Teknologi Radioisotop dan Radiofarmaka, BATAN, Komplek Puspiptek Serpong, Tangerang

ABSTRAK

DESAIN PERISAI RADIASI UNTUK SIKLOTRON DECY-13 MENGGUNAKAN METODE MONTE CARLO. DECY-13 adalah siklotron proton 13 MeV dengan target $H_2^{18}O$. Penembakan proton 13 MeV pada target $H_2^{18}O$ menghasilkan sejumlah besar radiasi neutron dan gamma. Perisai radiasi yang efisien diperlukan untuk menurunkan tingkat radiasi neutron dan gamma hingga aman bagi pekerja dan masyarakat. Model dan perhitungan dilakukan menggunakan metode Monte Carlo dengan program komputer MCNPX untuk optimasi tebal perisai radiasi. Diperoleh desain perisai radiasi tipe ruang ukuran 5,5 m x 5 m x 3 m dengan bahan dari beton ringan jenis portland ketebalan 170 cm. Hasil perhitungan menunjukkan bahwa dengan desain perisai ini laju dosis di luar dinding ruang turun hingga 1 $\mu Sv/jam$.

Kata kunci: siklotron proton, neutron, gamma, perisai radiasi, MCNPX

ABSTRACT

RADIATION SHIELDING DESIGN FOR DECY-13 CYCLOTRON USING MONTE CARLO METHOD. DECY-13 is a 13 MeV proton cyclotron with target $H_2^{18}O$. The bombarding of 13 MeV protons on target $H_2^{18}O$ produce large amounts of neutrons and gamma radiation. It needs the efficient radiation shielding to reduce the level of neutrons and gamma rays to ensure safety for workers and public. Modeling and calculations have been carried out using Monte Carlo method with MCNPX code to optimize the thickness for the radiation shielding. The calculations were done for radiation shielding of rectangular space room type with the size of 5.5 m x 5 m x 3 m and thickness of 170 cm made from lightweight concrete types of portland. It was shown that with this shielding the dose rate outside the wall was reduced to 1 $\mu Sv/h$.

Keywords: proton cyclotron, neutron, gamma, radiation shielding, MCNPX

PENDAHULUAN

Positron Emission Tomography (PET) merupakan salah satu jenis radiodiagnostik yang dapat digunakan di rumah sakit [1]. PET adalah fasilitas scanning medik dengan memanfaatkan radioisotop pemancar positron yang diinjeksikan ke tubuh pasien [2]. Radioisotop pemancar positron cukup banyak dan salah satunya adalah ^{18}F . Radioisotop ^{18}F dapat dibuat dengan cara menembakkan proton energi tinggi pada target ^{18}O dengan reaksi $^{18}O(p,n)^{18}F$. Proton energi tinggi dapat dihasilkan dari akselerator dengan salah satu tipenya adalah siklotron. Untuk dapat menghasilkan radionuklida PET menggunakan partikel proton diperlukan energi 10 – 20 MeV dengan arus 20 – 100 μA [3].

DECY-13 merupakan siklotron proton dengan energi 13 MeV yang didesain BATAN untuk tujuan produksi radioisotop ^{18}F [4]. Ketika proton dengan energi 13 MeV menumbuk target air $H_2^{18}O$ maka akan dihasilkan sejumlah besar neutron. Neutron kemudian berinteraksi dengan atom-atom dalam material komponen siklotron menghasilkan sinar gamma langsung maupun tidak langsung yaitu dari inti atom yang teraktivasi. Neutron dan gamma yang

dihasilkan ini memberikan kontribusi signifikan terhadap dosis yang diterima pekerja radiasi.

Upaya proteksi radiasi dengan menurunkan ke tingkat dosis agar aman bagi pekerja maupun publik adalah dengan menempatkan perisai radiasi. Bahan dan geometri perisai perlu didesain agar upaya menurunkan radiasi neutron dan gamma optimal. Optimasi desain perisai juga harus menyeimbangkan antara dua hal yaitu aspek radiologi dan aspek ekonomi [5]. Radiasi neutron dapat diturunkan menggunakan prinsip moderasi yaitu dengan melewati neutron pada bahan yang kaya atom-atom ringan seperti hidrogen, karbon, dll [6]. Radiasi gamma dapat diturunkan dengan melewatkannya pada material yang mengandung atom-atom berat [7]. Kombinasi dari kedua sifat tersebut menentukan jenis bahan yang akan dipilih sebagai perisai. Setelah jenis bahan diperoleh maka selanjutnya adalah dilakukan simulasi ketebalan perisai hingga mendapatkan nilai laju dosis yang diinginkan.

Pada penelitian ini telah dilakukan simulasi desain perisai radiasi untuk neutron dan gamma menggunakan metode Monte Carlo. Metode Monte Carlo merupakan metode numerik statistik untuk menyelesaikan masalah yang tidak dimungkinkan diselesaikan secara analitik yaitu dengan

menyimulasikan bilangan acak. Salah satu program komputer yang menggunakan metode Monte Carlo adalah *Monte Carlo N-Particle eXtended* (MCNPX). Program Monte Carlo telah banyak digunakan untuk simulasi pengukuran neutron dengan ketelitian sangat baik.

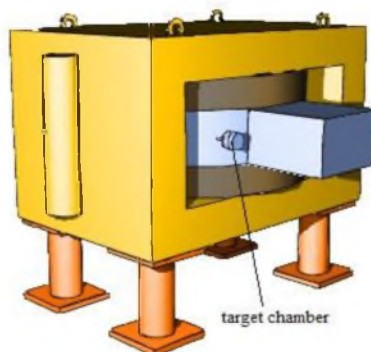
MCNPX merupakan perangkat lunak komputer menggunakan metode Monte Carlo yang merupakan pengembangan dari MCNP. Perangkat lunak ini digunakan untuk menghitung perjalanan partikel yaitu foton, elektron, neutron, proton, dan ion dengan rentang energi hingga orde GeV. Dalam penelitian ini digunakan program MCNPX 2.6.

TATA KERJA

Perhitungan perisai radiasi menggunakan MCNPX dilakukan melalui tiga tahapan yaitu membuat file masukan, menjalankan program dengan komputer, dan analisis keluaran MCNPX. Dalam pembuatan inputan MCNPX dibutuhkan tiga pemodelan, yaitu geometri DECY-13 dan perisai, sumber radiasi, serta model laju dosis.

Geometri DECY-13 dan perisai

Geometri DECY-13 sebagaimana diperlihatkan pada Gambar 1 memiliki komponen utama yaitu sumber ion, *dee*, *vaccum chamber*, *target chamber*, magnet, dan kumparan [4]. Komponen utama ini akan banyak berinteraksi dengan neutron dan gamma hasil interaksi proton dengan target.



Gambar 1. Geometri DECY-13

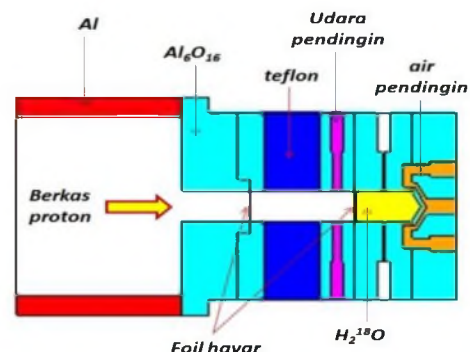
Bahan perisai yang akan disimulasikan ada dua jenis yaitu beton ringan yang dalam hal ini diwakili jenis beton *portland* dengan densitas $2,3 \text{ g/cm}^3$ dan beton berat yang diwakili jenis beton barit dengan densitas $3,35 \text{ g/cm}^3$ [8]. Komposisi atom dari kedua jenis beton yang akan disimulasikan diperlihatkan pada Tabel 1. Simulasi dilakukan untuk setiap ketebalan 5 cm hingga diperoleh nilai tebal tertentu yang memberikan nilai laju dosis di luar perisai $10 \mu\text{Sv/jam}$ untuk dosis pekerja dan $1 \mu\text{Sv/jam}$ untuk dosis publik.

Tabel 1. Komposisi beton *portland* dan barit [8]

Jenis beton	<i>Portland</i>	Barit
Densitas (g/cm^3)	2,3	3,35
Fraksi atom		
H	0,168759	0,109602
C	0,001416	-
O	0,562524	0,600189
Na	0,011838	-
Mg	0,001400	0,001515
Al	0,021354	0,004777
Si	0,204115	0,011473
K	0,005656	-
S	-	0,103654
Ca	0,018674	0,038593
Fe	0,004264	0,026213
Ba	-	0,103983

Sumber Neutron dan Gamma

Neutron dan gamma dihasilkan dari interaksi proton dengan H_2^{18}O dalam target chamber. Geometri target chamber dan arah berkas proton diperlihatkan pada Gambar 2. MCNPX menyimulasikan proton dengan energi 13 MeV dan arus berkas $50 \mu\text{A}$ menumbuk target H_2^{18}O menghasilkan spektrum neutron dan gamma. Target yang berisi H_2^{18}O kadar 99% dalam air H_2O dengan diameter 14 mm dan volume 2,26 mL. Target chamber ini didesain sebagaimana rekomendasi dari IAEA diantaranya kadar $^{18}\text{O} > 95\%$ dengan kemurnian 99,99% dan volume target 0,5 – 2,5 mL [8].



Gambar 2. Geometri target chamber dan arah berkas proton

Laju Dosis

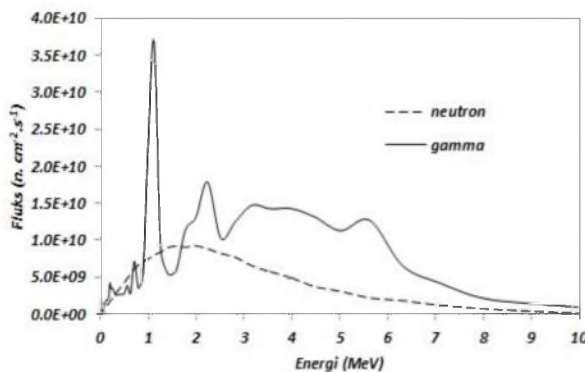
Untuk mendapatkan keluaran MCNPX berupa nilai dosis maka dilakukan pemodelan *tally* fluks dan konversi fluks ke dosis. Dalam pemodelan ini digunakan jenis *tally* fluks neutron dan gamma yaitu F4:n.p. *Tally* F4 memberikan keluaran MCNPX berupa nilai fluks hasil interaksi partikel neutron maupun gamma dengan komponen siklotron dan perisai. Dengan *tally* ini MCNPX akan memberikan hasil keluaran berupa nilai fluks pada tiap rentang energi yang ditentukan beserta nilai ketidakpastiannya. Hasil nilai fluks pada tiap energi selanjutnya dengan *tally* DE dan DF dikonversi menjadi nilai dosis dengan satuan $\mu\text{Sv/jam}$. Konversi

dari fluks neutron dan gamma menjadi laju dosis neutron dan gamma dilakukan menggunakan data ICRP-21.

HASIL DAN PEMBAHASAN

Simulasi MCNPX dijalankan menggunakan komputer dengan processor intel core i5-4200U 2.3 GHz, RAM 4 GB, sistem operasi windows 8.1. Dalam simulasi MCNPX, interaksi proton 13 MeV dengan target H₂¹⁸O dihitung menggunakan model eksperimental Bertini dan Dresner [9]. Penggunaan model ini karena belum ada dataampang lintang interaksi proton dengan ¹⁸O. Adapun interaksi proton dengan selain atom ¹⁸O dalam MCNPX dihitung menggunakan data tampang lintang dalam LA150 NJOY 99.20.

Arus berkas yang diberikan oleh sumber ion adalah 50 µA, sehingga dihasilkan proton dengan laju emisi maksimum 3,012×10¹⁴ partikel per detik. Dengan medan magnet 12,745 kG dan jari-jari Dee 40,8 cm maka proton yang dihasilkan memiliki energi 13 MeV. MCNPX menyimulasikan proton dengan energi 13 MeV dan laju emisi 3,012×10¹⁴ partikel per detik berinteraksi dengan target H₂¹⁸O.

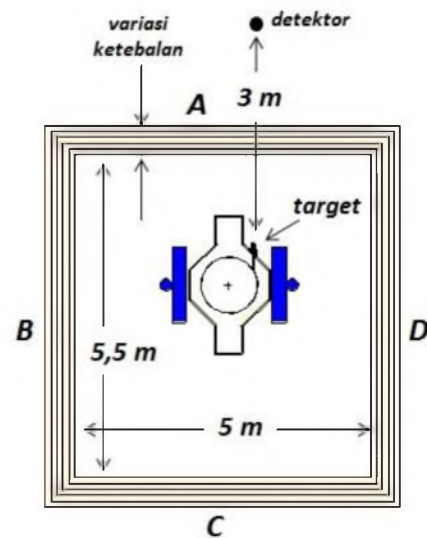


Gambar 3. Spektrum neutron dan gamma hasil interaksi proton 13 MeV dengan H₂¹⁸O

Hasil hitungan MCNPX dari interaksi tersebut dihasilkan neutron dengan laju emisi 1,9×10¹¹ partikel per detik dan gamma 3,1×10¹¹ foton per detik dengan spektrum sebagaimana diperlihatkan pada Gambar 3. Laju emisi neutron yang dihasilkan dari simulasi MCNPX ini 0,4 kali hasil IAEA. Tim IAEA memprediksi untuk interaksi proton 13 MeV dan ¹⁸O dengan tampang lintang 125 mb akan dihasilkan 1,05×10¹⁰ neutron per detik per 1 µA [10].

Energi dan kuat sumber dari neutron dan gamma hasil simulasi interaksi proton 13 MeV dengan H₂¹⁸O selanjutnya digunakan sebagai “sumber” dalam simulasi perisai. Geometri perisai adalah tipe ruang berbentuk kotak ukuran 5,5m x 5m x 3m dengan bagian bawah adalah lantai sementara bagian atas adalah terbuka. Tipe perisai diperlihatkan pada Gambar 4. Simulasi perisai dilakukan terhadap dua jenis bahan perisai yaitu *portland* yang mewakili jenis beton ringan dan *barit* yang mewakili jenis beton berat. Pada prinsipnya beton sebagai bahan

perisai radiasi neutron sebaiknya mengandung atom-atom berat untuk menurunkan energi neutron cepat dan mengandung atom ringan seperti hidrogen untuk menurunkan energi neutron epitermal dan lambat [11].



Gambar 4. Geometri perisai dan penentuan dosis

Simulasi MCNPX untuk interaksi neutron dan gamma dengan perisai menggunakan data spektrum energi sebagaimana diperlihatkan pada Gambar 3 dan data atom penyusun beton sebagaimana diperlihatkan pada Tabel 1. Interaksi untuk neutron dengan atom penyusun beton digunakan data tampang lintang ENDF-VI.8 NJOY99.50 dan ENDF-VI.0 NJOY99.50, sementara untuk interaksi gamma digunakan data tampang lintang fotoatomik ENDF/B-VI.

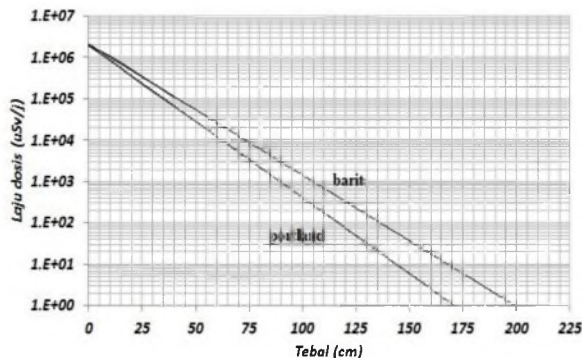
MCNPX digunakan untuk menghitung laju dosis di daerah A, B, C, dan D. Adapun representasi laju dosis untuk perhitungan tebal perisai digunakan posisi “detektor” di daerah A sebagai titik perhitungan karena merupakan daerah yang paling dekat dengan posisi target. Jarak detektor dibuat 300 cm dari posisi target yang didasarkan pada perkiraan tebal perisai 150 cm – 200 cm. Laju dosis neutron dan gamma di lokasi detektor dihitung menggunakan MCNPX untuk setiap penambahan 5 cm ketebalan beton dari bahan *portland* maupun *barit*. Simulasi untuk variasi ketebalan dilakukan mulai dari 5 cm hingga 225 cm dengan perhitungan laju dosis dilakukan setiap ketebalan 5 cm.

Laju dosis neutron dan gamma yang terhitung di posisi detektor merupakan akumulasi dari berbagai sumber yang memberikan sumbangan radiasi. Sumbangan radiasi terbesar adalah berasal dari sumber radiasi target. Sumbangan radiasi yang lain adalah berasal dari hamburan radiasi dari target oleh badan siklotron dan ruang serta radiasi sekunder akibat adanya interaksi radiasi dengan komponen siklotron maupun bahan perisai.

Hasil simulasi laju dosis untuk perisai beton *portland* dan barit dengan variasi ketebalan 5 cm diperlihatkan pada Gambar 5. Laju dosis pada titik detektor untuk kondisi tanpa perisai adalah $1,92 \times 10^6$ $\mu\text{Sv/j}$. Laju dosis ini yang merupakan sumbangan dari laju dosis neutron $1,87 \times 10^6$ $\mu\text{Sv/j}$ dan gamma $5,11 \times 10^4$ $\mu\text{Sv/j}$. Laju dosis neutron dapat dianggap murni berasal dari target, sementara laju dosis gamma merupakan gabungan antara gamma yang berasal dari target dan gamma yang berasal dari hasil interaksi (n, gamma) dalam material perisai. Meski dengan penambahan ketebalan perisai jumlah radiasi gamma hasil interaksi (n, gamma) juga bertambah, namun serapan sebagai fungsi ketebalan juga meningkat. Akibatnya akumulasi radiasi gamma sebagai fungsi ketebalan perisai tetap akan menurun.

Penurunan laju dosis neutron dan gamma sebanding dengan eksponensial dari ketebalan perisai. Tingkat penurunan laju dosis berbeda antara perisai dari bahan jenis beton *portland* dengan beton barit. Kemampuan menurunkan laju dosis dari beton *portland* lebih besar dibandingkan beton barit. Kemampuan beton jenis *portland* menurunkan radiasi neutron lebih besar dari beton barit karena kadar atom hidrogen yang lebih banyak yaitu 17%, sementara beton barit hanya 11%. Kemampuan yang baik dari beton ringan dalam menurunkan radiasi neutron dan gamma ini juga telah dibuktikan oleh Makwana, dkk dalam mendesain perisai radiasi neutron dan gamma untuk neutron generator [6].

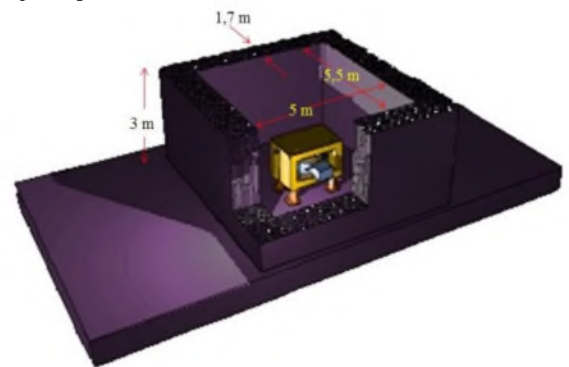
Kemampuan beton jenis barit menurunkan radiasi gamma lebih besar daripada beton *portland* karena terdapat atom besi yang lebih banyak dan terdapat atom barium 10%. Dalam penelitian Akkurt, dkk menunjukkan dengan jelas bahwa beton barit dapat digunakan sebagai alternatif yang baik untuk bahan perisai radiasi gamma selain timbal dan barit [7]. Sebagaimana penelitian Ouda mengenai perisai radiasi gamma dari beragam beton berat juga menunjukkan bahwa beton barit cukup efektif meski dibawah magnetit [12]. Kemampuan penurunan gamma tersebut tidak signifikan terhadap penurunan laju dosis totalnya karena sumbangan terbesar laju dosis total adalah dari neutron.



Gambar 5. Simulasi perisai beton *portland* dan barit

Berdasarkan hasil simulasi yang diperlihatkan pada Gambar 5 maka untuk perisai beton *portland* laju dosis neutron dan gamma dapat diturunkan hingga 10 $\mu\text{Sv/j}$ yang merupakan batas untuk pekerja dicapai pada ketebalan 145 cm dan laju dosis hingga 1 $\mu\text{Sv/j}$ yang merupakan batas untuk publik dicapai pada ketebalan 170 cm. Adapun pada perisai beton barit laju dosis neutron dan gamma dapat diturunkan hingga 10 $\mu\text{Sv/j}$ dicapai pada ketebalan 170 cm dan laju dosis hingga 1 $\mu\text{Sv/j}$ dicapai pada ketebalan 200 cm.

Desain perisai radiasi neutron dan gamma untuk siklotron DECY-13 diperoleh melalui simulasi Monte Carlo menggunakan program MCNPX sebagaimana diperlihatkan pada Gambar 6. Perisai radiasi dengan tipe ruang ukuran 5,5 m x 5 m x 3 m ketebalan 170 cm yang dibuat dari bahan beton ringan jenis *portland*.



Gambar 6. Desain perisai radiasi tipe ruang

Pada bagian atas ruang nilai laju dosisnya sangat besar yaitu $3,5 \times 10^6$ $\mu\text{Sv/j}$. Namun karena bagian atas ini tidak ada pemanfaatan untuk ruang atau kegiatan maka pada sisi atas tersebut tidak diberikan perisai radiasi.

KESIMPULAN

Berdasarkan simulasi menggunakan MCNPX diperoleh bahwa pemanfaatan beton ringan jenis *portland* untuk perisai radiasi DECY-13 lebih efektif dibandingkan beton berat jenis barit. Diperoleh perisai radiasi berbahan beton *portland* dengan ketebalan 170 cm dengan laju dosis di luar ruangan 1 $\mu\text{Sv/j}$ yang merupakan batas dosis aman untuk publik.

UCAPAN TERIMA KASIH

Ucapan terima kasih disampaikan kepada PSTA-BATAN atas bantuan dan seluruh dukungannya, serta kepada semua pihak yang telah membantu hingga penelitian ini dapat terlaksana dengan baik.

DAFTAR PUSTAKA

1. Feng, W. *et al.*, *Radiation Shielding Design for Medical Cyclotron*. Proc. IPAC2013 **102413**, 3339–3341, 2013.

2. IAEA, *Cyclotron Produced Radionuclides: Guidance on Facility Design and Production of [¹⁸F] Fluorodeoxyglucose (FDG)*. IAEA Radioisotopes and Radiopharmaceuticals Series, 2012.
3. Jensen, M. *Particle Accelerators for PET Radionuclides*. Nucl. Med. Rev. **15**, 9–12, 2012.
4. Silakhuudin & Santosa, S., *Conceptual Design Study of 13 MeV Proton Cyclotron*. Atom Indonesia. **38**, 7–14, 2012.
5. Eman, S. & Amal A., E.-S., *Optimization Of Safety Requirements For Medical Cyclotron Radiation*. 2. Safety Requirements for Medical Cyclotron. Int. J. Emerg. Trends Eng. Dev. **5**, 92–100, 2015.
6. Makwana, R. *et al.*, *Shielding Design Of The Proposed Laboratory for an Intense 14 MeV Neutron generator*, Indian J. Pure Appl. Phys. **50**, 799–801 (2012).
7. Akkurt, I., Akyildirim, H., Mavi, B., Kilincarslan, S. & Basyigit, C. *Gamma-Ray Shielding Properties of Concrete Including Barite at Different Energies*. Prog. Nucl. Energy **52**, 620–623, 2010.
8. McConn, R. J., Gesh, C. J., Pagh, R. T., Rucker, R. A. & Williams, R. G., *Compendium of Material Composition Data for Radiation Transport Modeling*, 2011.
9. Hagiwara, M. *et al.* *Spectrum Measurement of Neutrons and Gamma-Rays from Thick H¹⁸O Target Bombarded with 18 MeV Protons*. J. Korean Phys. Soc. **59**, 2035–2038, 2011.
10. IAEA nuclear data services. <http://www-nds.iaea.org/medical/o8p18f0.html>.
11. Samarin, A., *Use of Concrete as a Biological Shield from Ionising Radiation*, Energy Environ. Eng. **1**, 90–97, 2013.
12. Ouda, A. S., *Development of High-Performance Heavy Density Concrete Using Different Aggregates for Gamma-Ray Shielding*, HBRC J. **79**, 48–55, 2015.

TANYA JAWAB

Tjipto Sujitno

- Seberapa perhitungannya tebal shielding, mudah dihitung katakanlah 50 cm kenapa dalam eksperimen dibuat 5 cm?
- Dalam penentuan jenis beton, bahwa semen atau komponen buatan Indonesia kadang memenuhi standar, mohon komentar.

Rasito

- Pemilihan simulasi tiap tebal perisai 5 cm adalah untuk membuat grafik dasar fungsi ketebalan lebih rapat, juga untuk memperkecil kesalahan statistik MCNPX dengan tebal yang lebih kecil. Untuk eksperimen/pembuatan perisai maka langsung dengan ketebalan perisai sesuai hasil simulasi akhir untuk dosis 1 μSv/j
- Untuk hasil simulasi agar mendekati realita maka komposisi beton yang dimodelkan ideanya adalah komposisi beton real perisai hasil pengukuran/pengujian komposisi atom.