

Perkiraan Dosis dan Distribusi Fluks Neutron Cepat dengan Simulasi Monte Carlo MCNPX pada Fantom Saat Terapi Linac 15 MV

Azizah¹, Abdurrouf¹, Bunawas²

¹Jurusan Fisika Universitas Brawijaya Malang

²Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi – Badan Tenaga Nuklir Nasional
Email: izazizah17@gmail.com

Abstrak

Linac (*Linear Accelerator*) dengan energi di atas 10 MV akan menghasilkan neutron cepat karena terjadi interaksi antara foton dengan inti atom suatu material dengan nomor atom (Z) tinggi. Salah satu metode yang dapat digunakan untuk menghitung dosis neutron cepat yang dihasilkan oleh Linac adalah dengan menggunakan metode simulasi Monte Carlo. Salah satu aplikasi dari kode transport radiasi Monte Carlo yang dapat menghitung dosis dan fluks neutron adalah MCNPX (Monte Carlo N-Particle eXtended). Tujuan dari penelitian ini adalah untuk mengetahui dosis ekuivalen dan distribusi fluks partikel neutron pada saat terapi Linac dengan metode simulasi Monte Carlo pada program MCNPX. Fantom disimulasikan menggunakan program MCNPX untuk menentukan dosis pada tiap organ dan distribusi fluks pada fantom. Simulasi penyinaran dilakukan pada 4 sudut yaitu 0° , 90° , 180° , dan 270° . Hasil dari penelitian ini yaitu diperoleh dosis ekuivalen neutron cepat paling tinggi terdapat pada permukaan tubuh yaitu dengan total sebesar $6,32 \times 10^{-11}$ mSv. Sedangkan dosis paling rendah terdapat pada kaki kiri bawah yaitu dengan total sebesar $4,77 \times 10^{-13}$ mSv. Fluks paling tinggi pada penyinaran sudut 0° terdapat pada daerah payudara yaitu sebesar $1,40 \times 10^{-6}$ MeV/cm³. Fluks paling tinggi pada penyinaran sudut 90° terdapat pada bagian tubuh sebelah kiri fantom yaitu sebesar $1,60 \times 10^{-5}$ MeV/cm³. Fluks paling tinggi pada penyinaran sudut 180° terdapat pada punggung fantom yaitu sebesar $9,00 \times 10^{-6}$ MeV/cm³. Fluks paling tinggi pada penyinaran 270° terdapat pada bagian tubuh sebelah kanan fantom yaitu sebesar $1,40 \times 10^{-5}$ MeV/cm³.

Kata kunci : Linac, neutron cepat, simulasi Monte Carlo, MCNPX.

Pendahuluan

Pesawat Linac memiliki variasi energi yang dapat digunakan sesuai kebutuhan dengan rentang energi foton 4 MV hingga 25 MV. Linac dengan energi di atas 10 MV akan menghasilkan neutron cepat karena terjadi interaksi antara foton dengan inti atom suatu material dengan nomor atom (Z) tinggi. Sebagian besar dihasilkan pada bahan target tungsten (W), pada kolimator dari bahan timah (Pb), pada filter besi (Fe), dan pada bagian lainnya di dalam kepala Linac. Reaksi Fotonuklir lain antara foton dengan dinding ruangan, meja pasien, dan tubuh pasien sendiri juga memungkinkan dapat menghasilkan neutron[1][2].

Salah satu metode yang dapat digunakan untuk menghitung dosis neutron cepat yang dihasilkan oleh Linac adalah dengan menggunakan metode simulasi Monte Carlo. Metode Monte Carlo merupakan metode yang menggunakan random sampling dari distribusi

probabilitas yang diketahui untuk menyelesaikan permasalahan dalam fisika atau matematika. Metode Monte Carlo mensimulasikan partikel individu dan merekam beberapa aspek (penghitungan) perilaku rata-rata dari partikel. Monte carlo menyelesaikan permasalahan transport dengan mensimulasikan jejak partikel. Persamaan transport tidak perlu dituliskan untuk menyelesaikan suatu permasalahan dengan Monte Carlo. Monte Carlo dapat digunakan untuk menduplikasi secara teoritis proses statistik (seperti interaksi partikel nuklir dengan materi) dan sangat berguna untuk masalah-masalah kompleks yang tidak dapat dimodelkan dengan kode komputer yang menggunakan metode deterministik[3].

MCNPX adalah salah satu aplikasi dari kode transport radiasi Monte Carlo yang dapat melacak hampir semua partikel pada hampir semua energi. Ini merupakan pengembangan dari MCNP untuk semua partikel dan semua

energi, mencakup perbaikan pada model simulasi fisik, pengembangan dari librari neutron, foton, dan fotonuklir hingga 150 MeV dan perumusan dari teknik reduksi varian dan analisis data yang baru[3].

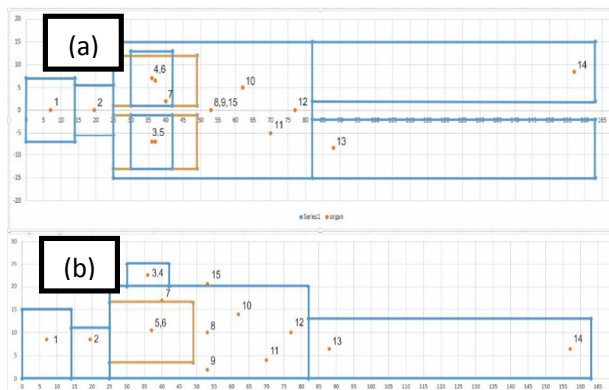
Metode

a) Alat dan Bahan

Alat yang digunakan pada penelitian ini adalah sebuah laptop dengan spesifikasi prosesor AMD E-300 APU with Radeon HD Graphics 1.30 GHz, RAM 2 GB, dan OS Windows 7 Professional 32-bit. Program yang digunakan adalah MCNPX, Total Commander, Notepad++, dan Gnuplot.

b) Tahap Penelitian

Tahap awal yang dilakukan pada penelitian ini adalah pengukuran fantom. Fantom yang digunakan dalam simulasi pada penelitian ini merupakan sebuah fantom yang berbentuk seperti tubuh manusia. Fantom ini dibuat dari bahan Polietilen. Fantom ini berukuran tinggi 163 cm, lebar 30 cm, dan ketebalan 25 cm.



Gambar 1. Ukuran fantom (a) tampak atas (sumbu xy) dan (b) tampak samping (sumbu xz).

Tahap kedua adalah penginstalan program-program yang diperlukan pada penelitian ini. Program yang digunakan adalah MCNPX, Notepad++, Total Commander dan Gnuplot.

Tahap ketiga yaitu dilakukan penginputan. Input pada simulasi Monte Carlo MCNPX ini dibuat dengan menggunakan program Notepad++. Pembuatan input MCNPX pada dasarnya adalah dengan mengisikan "kartu". Kartu-kartu tersebut adalah kartu sel,

kartu permukaan, dan kartu data. Kartu sel dan kartu permukaan merupakan inputan geometri dari obyek yang akan disimulasikan. Sementara kartu data merupakan informasi mengenai material obyek simulasi, definisi dari sumber partikel, dan tally atau besaran fisis yang akan dihitung.

Fantom yang akan disimulasikan dibagi menjadi 25 sel, dengan 11 sel merupakan bagian tubuh dari fantom dan 14 sel merupakan titik-titik organ penting yang akan diteliti dosisnya. Selain sel yang terdapat pada fantom, terdapat 2 sel lagi yakni sel udara yang berada di lingkungan sekitar fantom dan sel mati yang berada di luar sel udara.



Gambar 2. Sel-sel pada fantom.

Data material ini berisi informasi massa jenis, dan unsur penyusun material. Sumber partikel yang digunakan dalam simulasi ini adalah neutron cepat. Pada simulasi ini sumber didefinisikan terletak pada 4 sudut, yakni 0, 90, 180 dan 270 derajat. Energi neutron cepat yang disimulasikan sebesar 1,2 MeV[4]. Bentuk dari sumber yang digunakan berupa bidang datar berbentuk segi-empat. Ukuran dari sumber ini adalah 10,4 x 11,3 cm². Neutron yang dipancarkan dianggap bersifat homogen. Jumlah partikel yang disimulasikan (NPS) yang digunakan pada perhitungan dosis adalah 10⁸ partikel. Sedangkan jumlah NPS yang digunakan pada perhitungan distribusi fluks adalah 10⁷ partikel.

Tally merupakan besaran fisis yang diinginkan dari hasil simulasi (output MCNPX). Tally yang digunakan dalam simulasi ini adalah dosis atau energi yang terdisipasi tiap satuan massa dan tally mesh untuk mendapatkan plot dari distribusi fluks energi pada fantom.

Setelah input program selesai dibuat, kemudian program tersebut di-*running*. Output yang dihasilkan pada perhitungan dosis sudah berupa jumlah dosis pada setiap titik organ dengan satuan MeV/g. Hasil tersebut kemudian dikonversi ke satuan Gray dan dikalikan dengan faktor bobot radiasi neutron cepat agar

didapatkan dosis ekivalen. Output dari tally mesh menghasilkan file MDATA. File MDATA dikonversi terlebih dahulu menggunakan Gridconv ke dalam format grafis untuk Gnuplot.

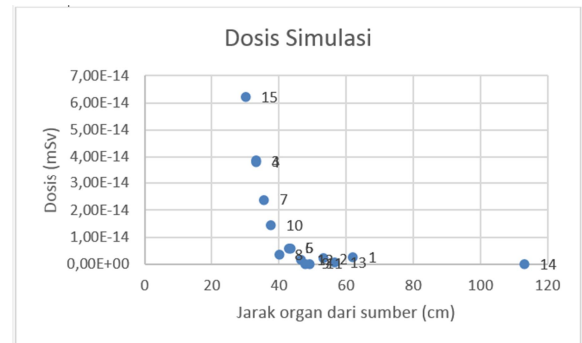
Hasil Dan Pembahasan

Penyinaran pada 4 sudut menghasilkan data dosis pada tiap-tiap sudut. Jika keempat data dosis ini dijumlahkan maka akan didapatkan total dosis yang diterima oleh organ-organ kritis yang disimulasikan.

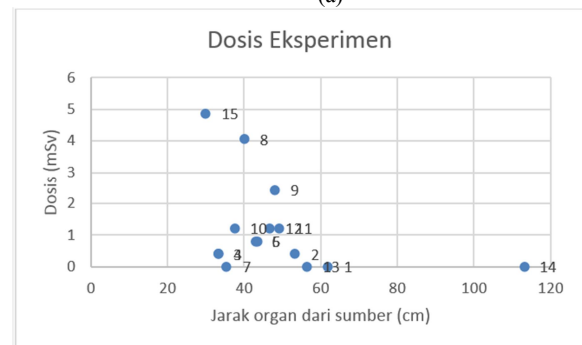
Tabel 1. Total dosis serap pada organ.

Sel	Bagian Tubuh	Dosis ekivalen (mSv)
12	Kepala	$6,88 \times 10^{-12}$
13	Tyroid	$5,93 \times 10^{-12}$
14	Payudara kanan	$4,24 \times 10^{-11}$
15	Payudara kiri	$4,21 \times 10^{-11}$
16	Paru-paru kanan	$2,45 \times 10^{-11}$
17	Paru-paru kiri	$2,23 \times 10^{-11}$
18	Jantung	$3,19 \times 10^{-11}$
19	Isocenter	$7,05 \times 10^{-12}$
20	Tulang Belakang	$1,94 \times 10^{-11}$
21	Lambung	$1,74 \times 10^{-11}$
22	Ginjal	$1,19 \times 10^{-11}$
23	Prostat	$3,49 \times 10^{-12}$
24	Kaki kanan atas	$6,93 \times 10^{-12}$
25	Kaki kiri bawah	$4,77 \times 10^{-13}$
26	Permukaan Isocenter	$6,32 \times 10^{-11}$

Neutron akan berinteraksi dengan material penyusun fantom. Pada neutron yang berinteraksi dengan Hidrogen atau atom ringan mengalami hamburan elastis sehingga neutron kehilangan sebagian besar energi[5]. Polietilen mengandung lebih banyak unsur Hidrogen, sedangkan kayu memiliki lebih banyak unsur bernomor atom tinggi. Sehingga neutron akan lebih cepat mengalami termalisasi di polietilen.



(a)



(b)

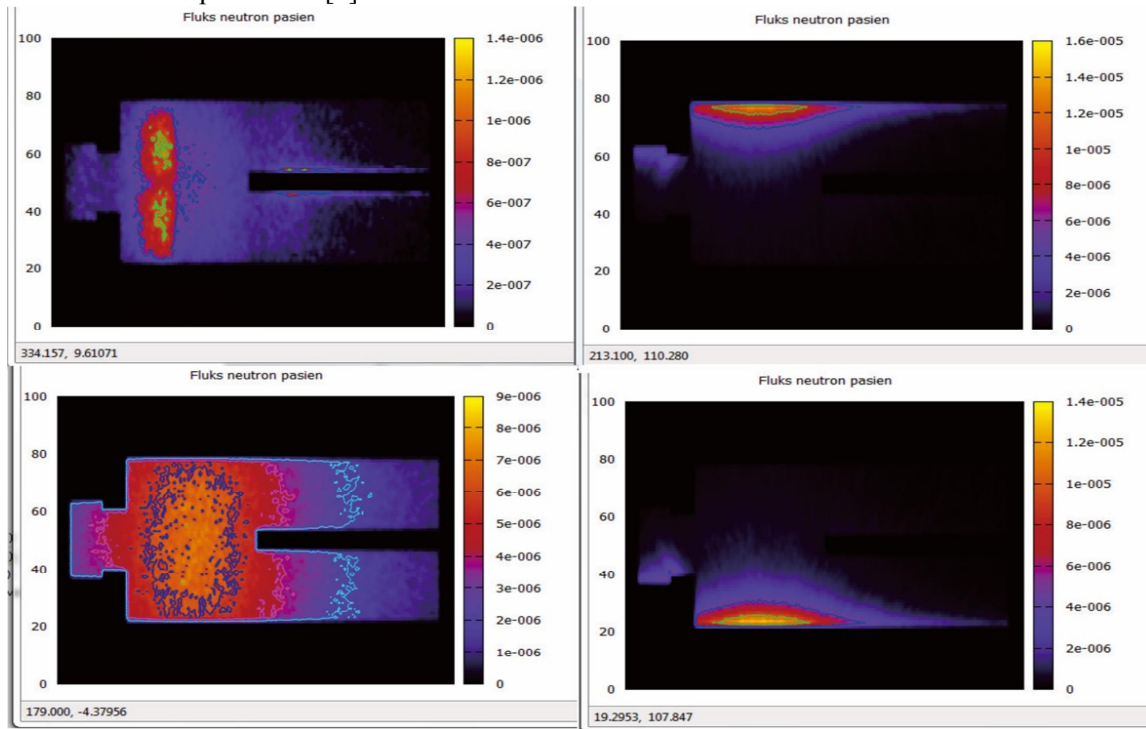
Gambar 3. Grafik perbandingan jarak organ dari sumber dengan dosis (a) hasil simulasi (b) hasil eksperimen.

Data simulasi ini dapat dibandingkan dengan data eksperimen yang telah dilakukan. Gambar 4.1 menunjukkan grafik perbandingan jarak organ dari sumber dengan dosis pada hasil simulasi dan hasil eksperimen. Terdapat perbedaan pada hasil yang didapat oleh metode simulasi dan metode eksperimen. Hal ini dapat disebabkan karena perbedaan kondisi yang diamati pada kedua metode tersebut. Pada metode simulasi tidak seluruh bagian dari ruang Linac disimulasikan, sehingga tidak ada pengaruh dari benda-benda yang terdapat di ruang Linac. Sedangkan pada hasil eksperimen terdapat neutron yang dihasilkan dari reaksi nuklir antara berkas foton dengan dinding ruang[1]. Selain itu, pada metode eksperimen, jumlah jejak tidak dihitung seluruhnya, melainkan hanya sebagian kecilnya saja.

Perbedaan hasil tersebut juga dapat dipengaruhi karena terdapat penggantian data material kayu yang digunakan pada organ paru-paru. Pada metode eksperimen, kayu yang digunakan adalah kayu sengon. Karena keterbatasan database material, sehingga kayu sengon diganti dengan kayu pinus.

Fluks neutron dapat disimulasikan menggunakan tally mesh. Tally mesh adalah metode grafis menampilkan fluks partikel, dosis atau besaran lain dalam grid persegi, silinder, atau bola *overlay* di atas geometri. Partikel dilacak melalui mesh independen sebagai bagian dari masalah transport umum[6].

Tipe mesh yang digunakan pada simulasi ini adalah mesh tipe 3. Tally mesh ini menjumlah data energi deposisi dimana energi terdeposisi per satuan volum dari seluruh partikel yang disertakan.



Gambar 4. Distribusi fluks pada (a) sudut 0°, (b) sudut 90°, (c) sudut 180°, dan (d) sudut 270°.

Fluks paling tinggi pada penyinaran sudut 0° terdapat pada daerah payudara. Fluks maksimal pada daerah tersebut sebesar $1,40 \times 10^{-6}$ MeV/cm³. Fluks paling tinggi pada penyinaran sudut 90° terdapat pada bagian tubuh sebelah kiri fantom. Fluks maksimal pada daerah tersebut sebesar $1,60 \times 10^{-5}$ MeV/cm³. Fluks paling tinggi pada penyinaran sudut 180° terdapat pada punggung fantom. Fluks maksimal pada daerah tersebut sebesar $9,00 \times 10^{-6}$ MeV/cm³. Fluks paling tinggi pada penyinaran 270° terdapat pada bagian tubuh sebelah kanan fantom. Fluks maksimal pada daerah tersebut sebesar $1,40 \times 10^{-5}$ MeV/cm³.

Kesimpulan

Besarnya dosis serap yang diterima oleh fantom dapat dipengaruhi oleh jarak titik organ ke sumber dan material penyusun fantom. Titik organ yang berada di dekat sumber akan

menerima dosis yang lebih banyak daripada titik organ yang berada jauh dari sumber. Polietilen memiliki unsur Hidrogen lebih banyak daripada kayu, sehingga neutron cepat yang mengenai polietilen akan lebih cepat mengalami termalisasi.

Distribusi fluks bergantung pada jarak bagian tubuh fantom ke sumber dan volume dari bagian tubuh fantom. Bagian tubuh yang lebih dekat dengan sumber akan menerima lebih banyak energi.

Penelitian selanjutnya dapat menggunakan variasi geometri dan material fantom yang lebih menyerupai manusia. Selain itu dapat juga mensimulasikan kepala Linac agar didapatkan hasil yang lebih akurat.

Daftar Pustaka

- [1] Al-Ghamdi, H., Fazal-ur-Rehman, M.I. Al-Jarallah dan N. Maalej. 2008. Photoneutron

intensity variation with field size around radiotherapy linear accelerator 18-MeV X-ray beam. *Radiation Measurements*. 43: S495-S499.

- [2] Szydłowski, A., M. Jaskola, A. Malinowska, S. Pszona, A. Wysocka-Rabin, A. Korman, K. Pytel, R. Prokopowicz, J. Rostkowska, W. Bulski dan M. Kuk. 2013. Application of nuclear track detectors as sensors for photoneutrons generated by medical accelerators. *Radiation Measurements*. 50: 74-77.
- [3] Becker, Julian. 2007. *Simulation of Neutron Production at a Medical Linear Accelerator*. Diploma Thesis. Universitat Hamburg: Institute of Experimental Physics.
- [4] Vega-Carillo, H.R., S.A. Martinez-Ovalle, A.M. Lallena, G.A. Mercado, J.L. Benites-Rengifo. 2012. Neutron and Photon Spectra in Linacs. *Applied Radiation and Isotopes*. 70: 75-80
- [5] Beiser, Arthur. 1991. *Konsep Fisika Modern*. Jakarta: Erlangga.
- [6] Pelowitz, Denis B., 2008. *MCNPX User's Manual*. United States: Los Alamos National Laboratory.