

# BAB I

## PENDAHULUAN

### 1.1. Latar Belakang

Neutron dapat ditemukan diberbagai bidang seperti pada bidang industri, kesehatan, dan riset. Pada bidang Kesehatan, berdasarkan data (2018) Perhimpunan Dokter Spesialis Onkologi Radiasi Indonesia (PORI) memiliki 49 Linac (*Linear Accelerator*) yang telah beroperasi di seluruh bagian rumah sakit Indonesia dan terus bertambah seiring bertambahnya jumlah linac setiap tahunnya yang akan memberikan pelayanan yang prima untuk pasien kanker di Indonesia (1)(Gambar 1.1). Linac telah menggantikan sumber radiasi Cobalt dan Cesium karena kelebihanannya yang dimiliki pesawat tersebut yaitu selain tidak menimbulkan limbah radioaktif sehingga aman dari sudut pandang radiologis, memberikan kedalaman dosis yang besar, tekniknya yang maju dengan besarnya dosis yang dapat diatur, kemudian pesawat linac mempunyai rentang energi yang luas pada energi elektron 4-22 MeV dan energi foton 6-18 MV(2)(3).



Gambar 1. 1 Jumlah linac di Indonesia tahun 2018-2023.  
(Sumber : telah diolah Kembali)

Namun, Linac yang dioperasikan lebih dari 8-10 MV, selain menghasilkan foton energi tinggi juga menghasilkan radiasi tambahan emisi neutron dari reaksi fotoneutron ( $\gamma, n$ ) fotoneutron berenergi tinggi berinteraksi dengan material nomor atom ( $Z$ ) tinggi pada komponen di dalam kepala linac seperti kolimator dari bahan Pb, bahan dari target Wolfram/Tungsten, dan filter dari bahan besi/Fe yang masing-masing memiliki energi

*threshold* sebesar 7.38 MeV, 7.41 MeV, dan 11.19 MeV (4)(5) saat energi foton nilainya lebih besar dari energi *threshold*/ambang ( $E_{th}$ ) hal ini akan terjadi produksi neutron. Neutron memiliki rentang spektrum yang lebar, neutron sendiri dikelompokkan berdasarkan energi menjadi 3 golongan yaitu neutron termal memiliki energi  $< 0.5$  eV, neutron epitermal 0.5 eV sampai dengan 0.01 MeV, dan neutron cepat  $> 0.01$  MeV(6).

Fotoneutron yang dihasilkan dari kepala linac merupakan radiasi primer akibatnya terproduksi neutron cepat yang memberikan kontribusi yang tidak dapat diabaikan terhadap dosis pasien. Radiasi sekunder, radiasi yang tersebar dari pasien dan kepala akselerator akibatnya hamburan radiasi neutron dengan bahan perisai dalam labirin terjadi perlambatan disebut juga neutron termal (1 eV sampai keV)(7). Radiasi tambahan emisi neutron artinya adanya kontribusi tambahan dosis neutron dalam peningkatan dosis radiasi pasien yang jika mengenai jaringan sehat akan berpotensi menimbulkan kanker dan risiko pekerjaan bagi personel selama radioterapi serta menimbulkan masalah dosimetri pelindung ruangan.

Untuk mengukur risiko paparan dilakukan dengan pengukur dosis, sebelum dilakukan pengukuran alat ukur radiasi/surveymeter neutron terlebih dahulu harus dikalibrasi sesuai dengan spektrum energi yang diukur oleh laboratorium kalibrasi disebutkan dalam PERKA BAPETEN No 3 Tahun 2013 terkait keselamatan radiasi dalam penggunaan radioterapi pada pasal 36 ayat 2C. Pengkalibrasian dilakukan laboratorium dengan menggunakan radioisotop yang direkomendasikan ISO 8529 (2001), namun keadaan di lapangannya sumber standar di laboratorium tidak sesuai dengan keadaannya nyatanya. Menurut ISO 12789-1(2008), surveymeter neutron dikalibrasi sesuai dengan keadaan nyata/tempat kerja namun saat ini belum ada fasilitas kalibrasi neutron yang sesuai dengan ISO 12789-1, maka pengukuran dapat dilakukan dengan kode simulasi seperti monte carlo Geant4, Fluka (*FLUktuierende KAskade*) MCNPX (*Monte Carlo N-Particle eXtended*), dan PHITS (*Particle and Heavy Ion Transport Code System*). Berdasarkan penelitian Baonza, Roberto G., dkk (2021) kode simulasi monte carlo yang paling umum digunakan untuk karakterisasi perangkat deteksi neutron adalah MCNP dan PHITS. Untuk menilai dosis neutron proteksi radiasi di lingkungan berenergi tinggi, pengukur dosis yang terdiri dari detektor neutron termal yang dikelilingi oleh moderator polietilen yang terus ditingkatkan. Simulasi numerik

adalah cara untuk menghasilkan fungsi respon dosimeter sepanjang rentang penggunaannya(8).

Pada tahun 2013 Vanaudenhove, dkk dengan judul “Comparing GEANT4 Hadronic Models For The WENDI-2 Rem Meter Response Function” melakukan simulasi fungsi respon detektor neutron WENDI-2 (Wide Energy Neutron Detection Instrument-2) dengan toolkit Geant4 untuk membandingkan model hadronic energi rendah dan tinggi yang tersedia pada kode monte carlo. Hasil simulasi menunjukkan perlakuan termal hydrogen dalam polietilen untuk neutron  $< 4$  eV mempunyai pengaruh besar pada keseluruhan rentang detektor dan diatas 19 MeV, model bertini cascade dan Binary Cascade menunjukkan korelasi yang baik dengan hasil yang ditemukan dalam literatur, sedangkan model LEP tidak cocok untuk penerapan ini(8). Pada tahun 2014 Valerie DE SMET, dkk dengan judul “*MCNPX Simulations of the Response of the Extended-Range Rem Meter Wendi-2*” melakukan simulasi menggunakan Monte Carlo MCNPX 2.5.0 untuk mempelajari fungsi respons dari detektor neutron WENDI-2 dari energi termal hingga 5 GeV. Hasil simulasi menunjukkan Fungsi respons absolut dari detektor telah dihitung dari energi termal hingga 5 GeV dan hasil yang setara dengan yang ada dalam literatur sebagai langkah pertama menuju karakterisasi respon detektor neutron WENDI-2 di medan neutron kontinu(9). Pada tahun 2021, Richard H. Olsher, dkk dengan judul “Prescila: A New, Lightweight Neutron Rem Meter” melakukan gabungan pengukuran dan simulasi fungsi respon energi detektor neutron prescila menggunakan perhitungan Monte Carlo MCNP4C (*Monte Carlo N-Particle Transport Code version 4C*). Hasil simulasi menunjukkan energi dibawah 0.144 MeV rentang energi tersebut respon dari elemen termal berdasarkan jumlah total tangkapan reaksi dalam  ${}^6\text{Li}$ .

Berdasarkan latar belakang dan penelitian yang telah dilakukan Richard H. Olsher, dkk, mempelajari respon dari surveymeter dengan monte carlo MCNP4C sebagai langkah awal guna untuk pemantauan radiasi di medan neutron kontinu. Dalam karya ini dengan menggunakan simulasi PHITS untuk mempelajari respon dari detektor aktif yaitu detektor sintilasi prescila yang memiliki keunggulan pengukur neutron berbasis sintilator dirancang untuk menjadi perangkat genggam yang ringan dan dengan prinsip *proton recoil* sehingga responsif terhadap neutron berenergi tinggi. Meskipun berbagai sistem pemantauan dosis peka terhadap neutron berenergi tinggi telah

dikembangkan. Fungsi respon detektor prescila tidak cukup dicirikan. Dengan informasi diatas penulis tertarik untuk melakukan penelitian dengan judul “Tanggapan Surveimeter Neutron Prescila Di Belakang dan Depan Pintu Bunker Linac 15 MV Menggunakan Simulasi PHITS” melalui kode monte carlo program PHITS untuk mempelajari fungsi respon detektor prescila terhadap energi termal hingga 7 MeV. Mempelajari karakterisasi respon detektor neutron prescila guna untuk dilakukan studi kasus depan dan belakang pintu bunker linac 15 MV yang melibatkan energi neutron termal.

### 1.2. Rumusan Masalah

Dengan latar belakang tersebut, Permasalahan yang diangkat dalam penelitian ini dirumuskan sebagai berikut:

1. Bagaimana hasil kurva respon absolut detektor prescila terhadap energi neutron dengan menggunakan simulasi PHITS?
2. Bagaimana pengaruh respon detektor menggunakan simulasi PHITS yang dibandingkan dengan studi literatur MCNP4C?
3. Berapa laju paparan neutron detektor prescila pada posisi sebelum dan sesudah melewati pintu linac 15 MV?

### 1.3. Batasan Masalah

Penentuan Batasan masalah dalam penelitian ini adalah sebagai berikut :

1. Menggunakan surveymeter neutron dengan merek ludlum 2363 (prescila),
2. Menentukan fungsi respon detektor prescila terhadap energi neutron dan laju dosis neutron dilakukan secara simulasi
3. Energi neutron yang di simulasikan dari neutron termal sampai 7 MeV
4. Metode yang digunakan untuk simulasi yaitu menggunakan software PHITS
5. Input geometri di dalam simulasi PHITS sesuai dengan model *real*/nyata surveymeter ludlum 2363 (prescila)
6. Hasil simulasi PHITS respon detektor prescila dibandingkan dengan penelitian Olsher menggunakan simulasi MCNP4C

### 1.4. Tujuan Penelitian

Adapun tujuan dari penelitian ini antara lain :

1. Mendapatkan hasil respon absolut detektor prescila terhadap energi neutron dengan menggunakan simulasi PHITS
2. Menganalisis perbedaan hasil fungsi respon detektor pada simulasi PHITS terhadap studi literatur Olsher menggunakan simulasi MCNP4C
3. Mengetahui laju dosis dari detektor prescila pada posisi sebelum dan sesudah pintu linac 15 MV

#### 1.5. Manfaat Penelitian

Dengan adanya penelitian ini diharapkan dapat memberikan :

1. Manfaat Teoritis

Mempelajari fungsi respon surveymeter prescila terhadap energi neutron dengan menggunakan PHITS dapat dijadikan acuan untuk mendapatkan nilai laju dosis neutron dari detektor prescila

2. Manfaat Praktis

Informasi laju dosis neutron dari detektor prescila hasil simulasi PHITS dapat digunakan oleh fisikawan medis di rumah sakit yang bersangkutan untuk evaluasi proteksi radiasi bagi pekerja dan masyarakat di fasilitas linac dalam pengecekan kondisi lebih lanjut.

