

BAB I

PENDAHULUAN

1.1 Latar Belakang

Penggunaan teknologi nuklir untuk kebutuhan manusia telah berkembang pesat meliputi seluruh lapangan kehidupan. Walaupun banyak sekali manfaat yang telah dipetik oleh umat manusia dari penggunaan teknologi nuklir, namun sisi bahaya yang dapat ditimbulkannya tidak boleh diabaikan terutama bagi mereka yang karena tugasnya langsung berhadapan dengan bahaya ini. Masalahnya adalah menjaga agar dalam menggunakan teknologi nuklir yang melibatkan penggunaan radiasi pengion, dosis radiasi yang diterima oleh pekerja radiasi harus selalu berada dalam batas-batas yang diijinkan, sehingga risiko yang diterima baik oleh pekerja radiasi maupun oleh penduduk secara keseluruhan tidak berlebihan.

Radiasi dari suatu sumber yang mengenai jaringan tubuh akan memberikan terimaan dosis radiasi. Nilai dosis yang diterima bergantung kepada jenis radiasi, energi dan kuat sumber, jarak sumber dan lama waktu penyinaran. Dosis radiasi yang diterima dapat diketahui melalui dua cara yaitu pengukuran dan perhitungan. Salah satu model perhitungan yang dapat digunakan adalah MCNP. MCNP merupakan *software* yang dikembangkan oleh Los Alamos National Laboratory (LANL) untuk menyelesaikan perhitungan transport partikel neutron/foton/elektron. MCNP juga dapat melakukan kombinasi transport partikel yang disebut transport mode, diantaranya kombinasi neutron-foton yang artinya foton dihasilkan dari interaksi neutron dengan materi, kombinasi neutron-foton-elektron, fotonelektron atau elektron-foton.

Metode monte carlo melakukan perhitungan dengan menirukan suatu proses secara acak/statistik dan biasanya digunakan dalam menyelesaikan masalah yang rumit, yang tidak dapat diselesaikan dengan metode deterministik. MCNP menyimulasikan setiap probabilitas peristiwa dari setiap individu partikel yang terjadi di dalam suatu proses (sistem). Sebaran statistik yang berlaku pada setiap peristiwa dicacah secara acak sesuai dengan sifat dari individu tersebut. Dalam

mensimulasikan MCNP membutuhkan bentuk geometri sistem dan sumber partikel agar keseluruhan fenomena yang disimulasikan dapat tergambar dengan realistis.

Sistem kerjanya dengan mensimulasikan secara random dan diulang-ulang sampai mendapatkan hasil yang diinginkan. Tingkat akurasi dalam perhitungan sangat dipengaruhi oleh keakuratan model yang dibuat. Simulasi laju dosis ini dilakukan untuk memperkirakan dosis para pekerja radiasi yang aman sehingga meminimalisir efek radiasi. Pada inputan MCNP pada prinsipnya sederhana yaitu dengan mengisikan apa yang disebut dengan “kartu”. Terdapat tiga kartu dalam inputan MCNP yaitu 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.

1.2 Rumusan Masalah

1. Bagaimana cara mendesain file input geometri menggunakan *Visual Editor* MCNP?
2. Bagaimana cara menentukan nilai tally fluks neutron menggunakan program MCNP?
3. Bagaimana cara mengetahui laju dosis neutron dan gamma pada program MCNP?

1.3 Tujuan Penelitian

1. Untuk mensimulasikan laju dosis neutron dari sumber neutron di dalam kontainer sebagai fungsi jarak

1.4 Batasan Masalah

Batasan masalah penelitian ini adalah simulasi dilakukan dengan menggunakan software MCNP. Salah satu model perhitungan yang dapat dimanfaatkan untuk pemodelan dosis. Input dibuat pada *Visual Editor* hingga didapatkan bentuk visualisasi 2 dimensi dan akan menghasilkan output berupa angka atau grafik.

1.5 Manfaat Penelitian

1. Sebagai bagian dari proteksi dan keselamatan radiasi bagi pekerja dalam pemanfaatan sumber radiasi neutron.

