

## ABSTRAK

Nama : NISA KHOERUNNISA  
Program Studi : Fisika  
Judul : PENENTUAN LAJU DOSIS NEUTRON DAN GAMMA  
DARI SUMBER NEUTRON AmBe DALAM MODERATOR  
SILINDER POLIETILEN DENGAN PROGRAM MCNP

Telah dilakukan penelitian untuk mengetahui laju dosis neutron pada suatu daerah kerja untuk menjamin keselamatan radiasi. Simulasi dilakukan menggunakan metode *Monte Carlo* dengan program komputer MCNP. Untuk melakukan perhitungan dengan MCNP maka dibutuhkan input berupa geometri dan sumber partikel. Setelah input jadi dan siap di *running*, lama waktu program harus ditentukan dengan input berupa NPS. NPS yang digunakan adalah 100.000. NPS akan menetapkan secara spesifik jumlah partikel yang hidup. Hasil dari input tersebut berupa fluks neutron sebagai fungsi jarak yang ditampilkan dalam bentuk grafik dengan persamaan eksponensial yang memiliki nilai kesesuaian  $R=0.9927$ , untuk nilai  $x \sim 0$  nilai  $\phi = 218.14$  neutron/cm<sup>2</sup>.sec. Semakin jauh dari sumber maka nilai fluks neutron juga semakin berkurang, hal ini disebabkan akibat proses tumbukan dengan materi menyebabkan fluks semakin berkurang.

**Kata Kunci** : Fluks, MCNP, Neutron, Dosis , NPS

## ABSTRACT

*Name* : NISA KHOERUNNISA

*Studies Program* : Physics

*Title* : PENENTUAN LAJU DOSIS NEUTRON DAN GAMMA  
DARI SUMBER NEUTRON AmBe DALAM MODERATOR  
SILINDER POLIETILEN DENGAN PROGRAM MCNP

Research has been carried out to determine the rate of neutron dose in a work area to ensure radiation safety. The simulation was carried out using the Monte Carlo method with the MCNP computer program. To perform calculations with MCNP, input is needed in the form of geometry and particle sources. After the input is finished and ready to run, the length of time the program must be determined with the input in the form of NPS. The NPS used is 100,000. The NPS will specify the number of living particles. The result of the input is a neutron flux as a function of distance displayed in graphical form with an exponential equation which has a suitability value of  $R=0.9927$ , for a value of  $x \sim 0$  the value of  $\phi = 218.14$  neutrons/cm<sup>2</sup>.sec. The farther from the source the value of the neutron flux also decreases, this is due to the collision process with the material causing the flux to decrease.

**Keywords** : *Fluks, MCNP, Neutron, Doses, NPS*