

ABSTRAK

Nama : SITI RATNA NINGSIH
Program Studi : Fisika
Judul : PENENTUAN LAJU PAPARAN NEUTRON DARI SUMBER
NEUTRON AmBe DALAM MODERATOR BOLA POLIETILEN
DENGAN PROGRAM MCNP

Telah dilakukan penelitian bertujuan untuk menentukan laju paparan neutron dari sumber neutron di dalam kontainer sebagai fungsi jarak dengan menggunakan program MCNP. MCNP adalah transport partikel. Salah satu aplikasi dari kode transport radiasi Monte Carlo yang dapat menghitung dosis dan fluks neutron. Pada penelitian ini bahwa laju paparan bergantung pada jarak, apabila jarak semakin jauh maka laju paparan semakin rendah. Kemudian apabila objek semakin dekat dengan sumber, maka semakin kecil nilai eror. Pada fluks neutron dipengaruhi oleh jarak. Sumber radiasi yang digunakan yaitu neutron dengan NPS (jumlah partikel yang disimulasikan) 1E4, 1E5, 1E6 partikel. Fluks neutron setelah disimulasikan rata-rata memperoleh sebesar 2,25E+05 (cm²/source), nilai error 0,069% dengan NPS 1E4 partikel. Kemudian dari NPS 1E5 fluks neutron yang didapat adalah 2,02E+05 (cm²/source), nilai eror 0,025%. Sedangkan untuk NPS 1E6 memperoleh rata-rata fluks neutron sebesar 2,06E+05 (cm²/source) dan mendapatkan nilai eror 0,02%.

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

ABSTRACT

Name : SITI RATNA NINGSIH

Studies Program : Physics

Title : PENENTUAN LAJU PAPARAN NEUTRON DARI SUMBER
NEUTRON AmBe DALAM MODERATOR BOLA POLIETILEN
DENGAN PROGRAM MCNP

Research has done to get the rate of the dose of radiation neutrons as a function of distance. One method that can be used to count doses neutrons with use simulation Monte Carlo. One application of code transport radiation Monte Carlo who can calculate doses and flux neutrons is MCNP (Monte Carlo N-Particle). In research that the exposure to dependent at a distance, when the long therefore distance the exposure to the lower. Then when the object closer, the more small value error. Flux neutrons affected in the distance. The simulation was done with NPS (1E4, 1E5, 1E6 particles). Of the amount of flux neutrons after simulated the average obtain of 2,02E+05 (cm²/source), value error 0,069 % with NPS 1E4 particles. Then from nps 1E5 flux neutrons obtained is 2,02E+05 (cm²/source), value error 0,025 %. The NPS 1E6 have the average of flux neutrons 2,06E+05 (cm²/source) and get a error 0,02%.

Keywords : Fluks, MCNP, Neutron, Doses , NPS