

Pu-Be원천의 중성자흐름분포특성실험에 대한 몽테-카를로모의계산

김국철, 강철

경애하는 최고령도자 김정은동지께서는 다음과 같이 말씀하시였다.

《대학에서는 사회주의강국건설에서 나서는 리론실천적, 과학기술적문제들을 원만히 해결하며 기초과학부문을 발전시키고 첨단과학기술분야를 개척하는데 중심을 두고 과학 연구사업을 진행하여야 합니다.》

중성자방사화분석은 일반적인 원소의 정성 및 정량분석방법으로서 생물의학, 환경, 지질, 도금, 반도체공업, 고고학 등 여러 분야에서 널리 리용되고있다.[1]

론문에서는 열 및 빠른중성자흐름밀도의 변화를 중성자방사화분석방법으로 측정 한 선행연구[2]결과를 중성자 및 대전립자수송모의프로그램 MCNP-5를 리용하여 얻은 모의 결과와 비교고찰하였다.

1. 리론적기초

실험에서는 열중성자흐름밀도의 정확한 측정을 위하여 금박편을 리용하였다.[2]

^{198}Au 핵은 ^{197}Au 에 중성자를 쏘여주었을 때 진행되는 (n, γ) 반응의 결과로 생긴다.

^{197}Au 을 흐름밀도가 Φ 인 중성자로 쏘일 때 단위시간동안에 생성되는 ^{198}Au 핵의 수 n_1 은 다음의 식에 의하여 결정된다.

$$\frac{dn_1}{dt} = \Phi n_0 \sigma_1 - \lambda_1 n_1 \quad (1)$$

여기서 n_0 은 ^{197}Au 원자개수이고 σ_1 은 $^{197}\text{Au}(n, \gamma)$ 반응의 평균자름면적이며 λ_1 은 ^{198}Au 의 붕괴상수이다. $n_1 = 0(t=0)$ 이라는 초기조건을 고려하면 식 (1)의 풀이는 다음과 같다.

$$n_1 = \frac{\Phi \sigma_1 n_0}{\lambda_1} (1 - e^{-\lambda_1 t}) \quad (2)$$

빠른중성자흐름밀도를 결정하기 위하여 금박편의 겉면에 카드미움을 입혔다.

빠른중성자흐름밀도는 다음의 식에 의하여 결정된다.

$$\Phi_f = \frac{A_f}{n_0 \bar{\sigma}_f (1 - e^{-\lambda_1 t})} \quad (3)$$

여기서 $\bar{\sigma}_f = 0.32\text{b}$ 인데 1eV 이상의 에너지대역에서 ^{198}Au 의 평균자름면적이며 A_f 는 카드미움으로 썩여진 금박편의 방사능이다.

열중성자흐름밀도는 다음의 식에 의하여 결정된다.

$$\Phi_{th} = \frac{A_{th}}{n_0 \bar{\sigma}_{th} (1 - e^{-\lambda_1 t})} \quad (4)$$

여기서 $\bar{\sigma}_{th}$ 는 100.1b이며 0~1eV까지의 에너지대역에서의 평균자름면적이다.

2. 실험방법 및 결과

금박편의 두께는 0.049g/cm^2 이며 $t=143\text{h}$ 동안 Pu-Be원천으로 쏘임하였다. 쏘임된 금박편의 방사능은 쏘임후 $\Delta t=12\text{h}$ 주기로 측정하였다.

실험장치는 원천으로부터 임의의 위치에 금박편을 고정시킬수 있도록 구성하였다.

원천은 수지봉에 의해 고정되어있으며 원기둥모양의 통은 경수로 채워져있다.(그림 1) 실험에서 리용한 Pu-Be원천의 세기는 $1.9 \cdot 10^9$ 개/s 이다.

측정은 γ 스펙트르메터를 리용하여 진행하였는데 그것의 특성값들은 다음과 같다.

분해능은 ^{60}Co 완전흡수봉우리의 에너지값인 1.33MeV에서 FWHM값이 1.9keV, 상대효률은 40%이다.

표준원천들인 ^{198}Au 과 ^{60}Co 을 리용하여 스펙트르메터에 대한 보정을 진행하였다.

실험에서는 방사능을 먼저 측정하고 그에 기초하여 중성자흐름밀도를 결정하였다.(표)

^{198}Au 의 반감기 및 자름면적값들은 다음과 같다.[3]

$$\lambda_1 = 2.976 \cdot 10^{-6} \text{s}^{-1} (T_1 = 2.695 \text{ 17d}), \sigma_1 = 98.7\text{b}$$

표. 실험 및 리론결과들과 그것의 상대오차

실험값 /($\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	리론값 /($\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	원천으로부터의 거리/cm
열중성자		
$3.80 \cdot 10^3 \pm 635$	$4.39 \cdot 10^3 \pm 250$	2.64
$3.58 \cdot 10^3 \pm 598$	$3.89 \cdot 10^3 \pm 222$	3.92
$3.21 \cdot 10^3 \pm 536$	$3.27 \cdot 10^3 \pm 186$	6.32
$1.55 \cdot 10^3 \pm 259$	$1.49 \cdot 10^3 \pm 85$	11.50
$9.5 \cdot 10^2 \pm 159$	$8.69 \cdot 10^2 \pm 49$	14.02
$3.9 \cdot 10^2 \pm 65$	$6.9 \cdot 10^2 \pm 39$	16.56
빠른중성자		
$2.97 \cdot 10^6 \pm 4.96 \cdot 10^5$	$3.52 \cdot 10^6 \pm 2 \cdot 10^5$	2.63
$1.98 \cdot 10^6 \pm 3.31 \cdot 10^5$	$2.38 \cdot 10^6 \pm 1.35 \cdot 10^5$	3.92
$1.24 \cdot 10^6 \pm 2.07 \cdot 10^5$	$1.29 \cdot 10^6 \pm 7.3 \cdot 10^4$	6.32
$6.58 \cdot 10^5 \pm 6.59 \cdot 10^2$	$4.64 \cdot 10^5 \pm 2.6 \cdot 10^4$	11.50
$4.0 \cdot 10^5 \pm 6.68 \cdot 10^4$	$3.05 \cdot 10^5 \pm 1.71 \cdot 10^4$	14.02
$3.0 \cdot 10^5 \pm 3 \cdot 10^2$	$1.94 \cdot 10^5 \pm 1.1 \cdot 10^4$	16.57

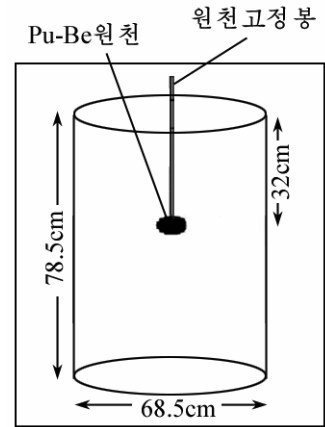


그림 1. 실험기하

3. MCNP모의도구를 리용한 계산

모의에서는 F2:N카드를 리용하여 중성자흐름밀도를 계산하였다. 이 카드를 리용하면 목적인 표면에서의 평균흐름밀도를 계산할수 있다.

상대오차를 10%미만까지 줄이기 위하여 립자리력수를 10^7 개로 정하였다. 원천은 원기둥모양의 탱크중심에 있으며 그것의 길이는 76.5cm, 직경 68.5cm이다.

원천은 등방원천이며 취급되는 문제가 중성자만을 대상으로 하기때문에 MODE카드에서 N만을 리용하였으며 중성자절단에너지는 MCNP기정값인 10^{-11} MeV로 설정하였다.

실험결과와 모의결과를 비교고찰하기 위하여 모의에서 리용한 중성자원천의 세기를 $1.9 \cdot 10^9$ 개/s로서 실험조건과 같게 설정하였다. 원천에서 방출되는 중성자의 최대에너지는 약 12MeV이다.

그림 2에 서로 다른 두 위치에서의 열 및 빠른중성자스펙트르를 보여주었다. 그림 2에서 보여준 모의결과값들은 모두 단위중성자로 규격화된것이다.

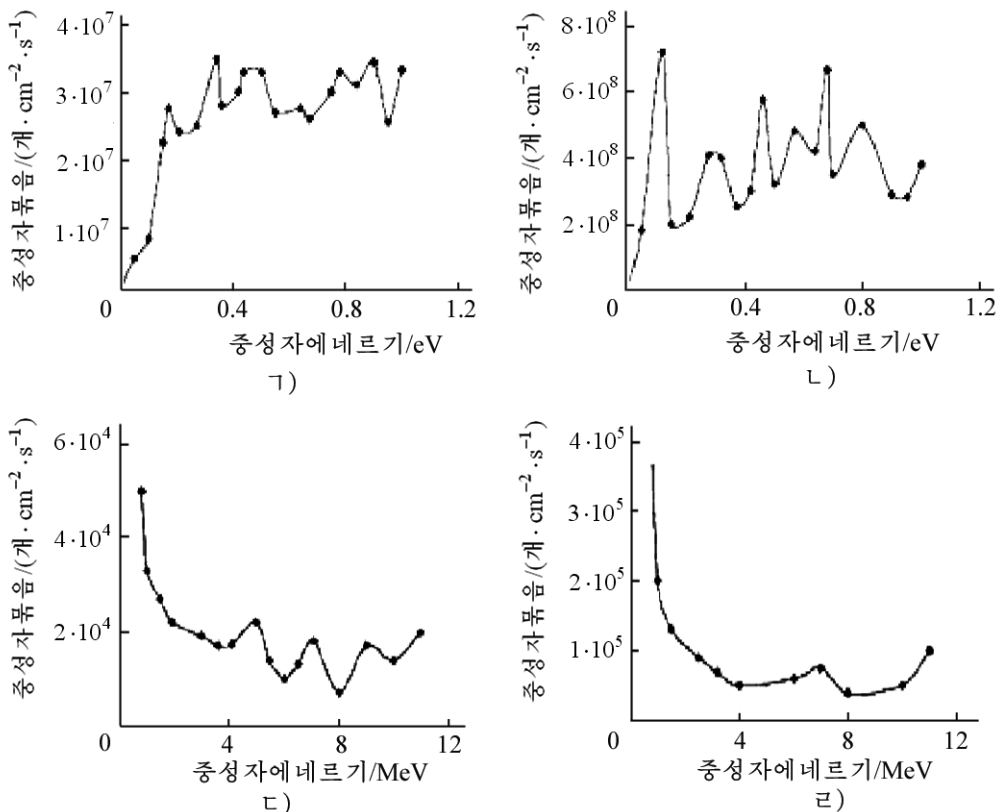


그림 2. 서로 다른 두 위치에서의 열 및 빠른중성자스펙트르

- ㄱ) 원천으로부터 3.95cm에서의 열중성자스펙트르, ㄴ) 원천으로부터 14.02cm에서의 열중성자스펙트르,
ㄷ) 원천으로부터 3.95cm에서의 빠른중성자스펙트르, ㄹ) 원천으로부터 14.02cm에서의 빠른중성자스펙트르

실험값과 모의결과를 그림 3에 보여주었다. 그림 3에서 보는바와 같이 실험값과 모의결과가 오차범위내에서 거의 일치한다는것을 알수 있다.

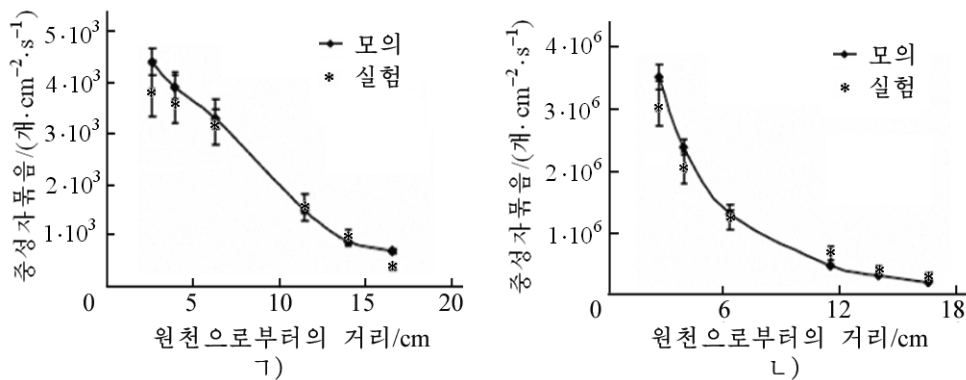


그림 3. 실험값과 모의결과와의 비교
 1) 열중성자흐름밀도, 2) 빠른중성자흐름밀도

맺는 말

실험값과 모의결과를 통하여 열 및 빠른중성자속의 변화특성이 $1/r^2$ 법칙을 만족시킨다는 것을 확증하였다. 실험값과 모의결과와의 상대오차는 10%미만이였다.

참고 문헌

- [1] 김만호 등; 핵물리분석방법 1, 5~13, 김일성종합대학출판사, 주체99(2010).
- [2] E. Boustanni et al.; Nuclear Technology and Radiation Protection, 31, 1, 28, 2016.
- [3] R. Pal et al.; Nuclear Technology and Radiation Protection, 30, 3, 175, 2015.

주체106(2017)년 12월 5일 원고접수

Monte Carlo Simulation Calculation for Neutron Beam Distribution Characteristics Experiment of Pu-Be Neutron Source

Kim Kuk Chol, Kang Chol

In this paper we compared the study result of measuring the change of thermal and fast neutron flow density by neutron activation analysis method with the simulation result that was obtained by using MCNP-5.

Key words: neutron activation analysis, MCNP simulation