

## Design of Neutron Shielder for Reducing Background of Low Level Gamma Ray Spectrometer

Tae-Wook Kim, Jong-Mook Park, Jong-Gil Park,  
Sang-Woon Shin and Jae-Shik Jun\*

Nuclear Environment Technology Institute, \*Dept. of Physics, Chungnam Univ.

### 극저준위 감마선 분광시스템의 백그라운드 저감화를 위한 중성자 차폐체 설계

김태욱 · 박종목 · 박종길 · 신상운 · 전재식\*

원자력환경기술원, \*충남대학교 물리학과

(2001년 2월 22일 접수, 2001년 5월 25일 채택)

**Abstract** - In order to shield the neutrons affecting the background of Low Level Gamma Ray Spectrometer, a neutron shielder was designed. The method used in this study for neutron shielding was the deceleration of fast neutrons by high density polyethylene(HDPE) and the absorption of those slowing-down neutrons by B<sub>4</sub>C.

The calculation results of neutron interaction in HDPE using Monte Carlo simulation code MCNP4B showed that the thermal-neutron flux was maximum at 10 cm thickness of HDPE. The results also showed that 95% of the thermal neutrons were absorbed by 2 mm thickness of B<sub>4</sub>C absorber consisted of 30 w% B<sub>4</sub>C and 70 w% polymer.

The results of the Monte Carlo calculation were in good agreement with the experimental value obtained by a neutron shielding apparatus designed for this purpose.

**Key words** : neutron, Gamma Ray Spectrometer, background, shielder, Monte Carlo

**요약** - 극저준위 방사능측정시스템의 백그라운드에 영향을 주는 중성자를 차폐하기 위한 차폐체를 설계하였다. 중성자 차폐방법은 고 밀도 폴리에틸렌을 이용하여 고속중성자를 감속한 후 B<sub>4</sub>C를 이용하여 감속된 열중성자를 흡수하는 방법을 이용하였다. 몬테카를로 모사방법인 MCNP4B 코드를 이용하여 계산한 결과 고 밀도 폴리에틸렌의 두께가 10 cm 일 때 열중성자속이 최대가 되는 것으로 나타났으며 감속된 중성자의 흡수는 용체에 자연상태의 B<sub>4</sub>C 분말을 30 w% 섞을 경우 2 mm의 두께에서 94%의 중성자 흡수가 일어나는 것으로 나타났다. 또한 몬테카를로 모사를 통한 계산결과와 타당성 여부를 조사하기 위하여 중성자 차폐실험 장치를 제작하여 실험 결과와 비교하였으며, 비교 결과 실험값과 일치하는 것으로 나타났다.

중심어 : 중성자, 감마선 분광시스템, 백그라운드, 차폐체, 몬테카를로

## 서 론

감마선 분광시스템의 방사능 측정한도(LLD ; Lower Limit of Detection)는 측정시스템의 백그라운드 및 측정방법에 따라 결정된다[1]. 일반적으로 감마선 분광시스템의 백그라운드에 미치는 영향은 차폐체에 포함된 방사능에 의한 것이 60%, 우주선에 의한 것이 30%, 나머지 검출기 및 기타에 의한 영향이 10%로 알려져 있다[2,3]. 차폐체에 포함된 방사능과 검출기에 포함된 방사능에 의한

영향은 검출기와 차폐체를 방사능이 적은 물질로 제작하면 줄일 수 있고, 우주선에 의한 영향은 감마선 분광시스템 자체를 지하 깊은 곳에 설치하여 우주선을 직접 차폐하거나 역동시회로를 이용한 능동적 차폐방법으로 줄일 수 있다[4].

대기권으로 입사되는 우주선은 양성자 86%, 헬륨 핵, 중핵 하전입자, 광자 등으로 구성되어 있다[5]. 우주선이 대기권을 통과하면 대기중의 공기 분자와 충돌하여 2차 우주선을 형성한다. 2차 우주선은 뉴트리노, 뮤온, 중성자, 전자, 양성자 등으로 구성되어 있으며, 감마선 측정시스템에 미치는

영향은 뮤온, 중성자, 전자 등의 원자핵 구성 요소에 의한 것과 뮤온과 납의 상호작용으로 발생하는 중성자에 의한 것 순으로 크게 나타난다[6].

뮤온에 의한 영향은 감마선 분광시스템을 지하 깊은 곳에 설치하여 물리적으로 차폐를 하거나 플라스틱 섬광검출기로 감마선 분광시스템 바깥을 둘러싸 역동시측정으로 능동 차폐하는 방법이 사용된다.

본 연구에서는 뮤온 다음으로 감마선 분광시스템의 백그라운드에 영향을 주는 중성자를 차폐하기 위한 중성자 차폐체를 설계하고, 중성자 차폐체의 구성에 따른 중성자의 차폐 효과를 MCNP 코드를 통한 계산과 중성자 측정실험을 통하여 비교하였다.

### 중성자 차폐 이론

중성자의 충돌은 물질의 종류 및 중성자의 에너지에 따라 탄성산란, 비탄성산란, 핵반응 등이 있다. 이상적인 중성자 차폐체는 넓은 중성자 에너지에 영역에 걸쳐 이러한 상호작용이 최대화되는 물질을 사용하는 것이다. 고속의 중성자 차폐에는 수소의 탄성산란이 가장 효과적이다. 폴리에틸렌은 실용물질 중 단위 부피당 수소의 함유량이 가장 많으며, 기계 가공특성이 뛰어나고, 화학적으로 안정하여 순수한 형태로 얻을 수 있다. 이러한 면에서 폴리에틸렌은 가장 뛰어난 중성자 차폐물질이다.

그러나 수소는 낮은 에너지의 중성자를 흡수할 때 매우 높은 에너지의 2차 감마선을 발생시킨다. 따라서 수소보다 열중성자 흡수력이 높고 에너지가 높은 2차 감마선을 발생시키지 않는 중성자 흡수재가 필요하다. 이러한 것으로 붕소,  $B^{10}$ ,  $Li^6$ 이 보편적으로 사용된다.

본 연구에서는 중성자 차폐체와 낮은 에너지의 중성자 흡수재로 각각 고 밀도 폴리에틸렌 ( $-[CH_2]_n-$ ) 및 자연상태의 붕소를 함유한  $B_4C$  분말을 사용하였다. 자연 상태의 붕소에는  $^{10}B$ 이 20% 정도 함유되어 있다.  $B_4C$  형태의 분말은 알루미늄 판 사이에 집어넣거나 다른 물질과 섞어 고화시켜 사용한다. 본 연구에서는 자연상태의  $B_4C$ 를 용제인 불포화 폴리에스터와 섞어서 제작하였다. 불포화 폴리에스터는 무수말레산(maleic anhydride)과 에틸렌글리콜(ethylene glycol)의 화합물이다[7].

$B_4C$  분말에 함유된  $^{10}B$ 은  $^{10}B(n,\alpha)^7Li$  반응을 통하여 낮은 에너지의 중성자를 흡수하며 0.48 keV의 감마선을 방출하는데 이는 감마선 차폐체로 쉽게 차폐할 수 있다.  $^{10}B$ 의 열중성자 흡수단면적은 4000 barns이다. 한편  $^6Li$ 은  $^6Li(n,\alpha)^3H$  반응

을 통하여 저 에너지 베타선만을 발생시키기 때문에 방사능측정시스템의 백그라운드를 증가시키지 않는 좋은 중성자 흡수재이나 중성자 흡수 단면적이 상대적으로 작고 가격이 비싼 것이 단점이다.

중성자 흡수재를 폴리에틸렌 등의 중성자 차폐체에 혼합하여 제작하면 이상적이거나 균일 혼합이 어렵다. 본 연구에서는 중성자 차폐체를 바깥에 두고 그 안에 낮은 에너지 중성자 흡수재를 설치하는 방법을 채택하였다. 외부에서 입사된 고속 중성자가 폴리에틸렌을 통과하며 에너지가 낮아져 열중성자로 변한 후 폴리에틸렌 안쪽에 설치된 납 등의 감마선 차폐물질과 반응하거나 측정시스템 내부를 통과한 후 빠져나가며 반대편의 폴리에틸렌과 반응하여 고 에너지 감마선을 발생시키는 것을 막기 위한 것이다.

그림 1에 Los Alamos Neutron Science Center(LANSCE)에서 측정된 2차 우주선의 중성자의 스펙트럼을 나타내었다. 중성자의 에너지 분포는 1000 MeV 이상까지에 걸쳐 나타나며 대부분 10 MeV 이하의 에너지 분포를 갖는다.

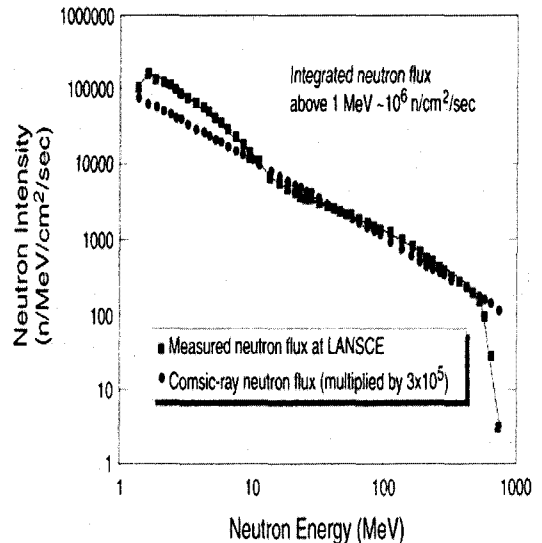


Fig. 1. The energy dependence of the cosmic-ray neutron flux and measured flux at LANSCE

먼저 중성자 감속에 필요한 폴리에틸렌의 두께를 결정하기 위하여 MCNP4b를 이용하여 계산을 하였다. 계산을 간편히 하기 위하여 폴리에틸렌의 형태를 1 m x 1 m 넓이의 판 형태로 가정하고, 안쪽에서부터 처음 10 cm의 두께가 될 때까지는 2 cm 단위로 그 후로는 10 cm의 단위로 판을 붙여 총 두께 50 cm까지 계산하였다. 본 연구에서 사용한 고 밀도 폴리에틸렌은 밀도가 0.95 g/cm

<sup>3</sup>으로 수소 원자의 단위부피 당 개수는  $8.13 \times 10^{22}$  개  $\cdot$  cm<sup>-3</sup>이다.

입사되는 중성자의 에너지는 0 MeV에서 20 MeV까지에 대하여 동일한 확률분포를 가정하였고 차폐체 외부에서 내부로 등방향으로 입사되는 경우를 고려하였다. 각 셀에서의 에너지 구간별 평균 중성자 개수를 계산한 결과는 Fig. 2와 같다.

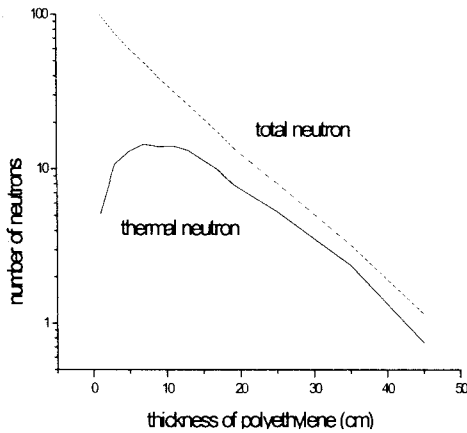


Fig. 2. The variation of neutron flux by the change of thickness of polyethylene in a neutron shielder (Calculated by Monte Carlo Simulation Code MCNP4b2).

Fig. 2에서 수평축은 중성자가 외부에서 폴리에틸렌으로 입사되며 진행된 거리를 나타내고, 수직축은 입사된 위치의 단위면적 당 중성자 개수를 나타낸다. 계산 결과 Fig. 2에서 보듯 폴리에틸렌을 통과하면서 점점 전체 중성자의 개수가 줄어듦을 알 수 있다. 반면 열중성자의 개수는 폴리에틸렌을 통과하면서 처음에는 증가하며, 폴리에틸렌의 두께가 10 cm가 지나면서부터 감소하는 경향을 보인다. 이는 처음에는 고속중성자가 폴리에틸렌에 의하여 열중성자로 감속되면서 열중성자의 개수가 증가하게 되지만 진행되면서 입사된 중성자가 산란되어 점점 폴리에틸렌 바깥으로 빠져나가 사라지는 때문으로 판단된다. 따라서 폴리에틸렌의 두께를 열중성자의 개수가 최댓값이 되는 10 cm로 결정하였다.

### 중성자 차폐실험 장치 제작

중성자 흡수재의 두께를 결정하기 위하여 Fig. 3과 같이 중성자 차폐실험 장치를 제작하였다. 중성자 차폐실험 장치는 MCNP4b를 이용한 몬테카

를로 모사에 의한 중성자 속 계산과 중성자 측정 실험 결과를 비교하기 위하여 제작되었다. 중성자 흡수재의 모의 제작 실험결과 B<sub>4</sub>C 파우더의 혼합 비율을 변경하기는 용이하나 두께를 변경하기는 매우 어려웠다. 따라서 중성자 흡수재의 두께를 고정시키고 B<sub>4</sub>C 파우더의 혼합비율을 변경하는 실험을 수행하기로 하였다.

중성자 흡수재는 B<sub>4</sub>C 파우더를 용제인 불포화 폴리에스터와 섞은 후 제작과정에서 고화제를 첨가하여 굳히게 되는데, 모의 중성자 흡수재 제작 실험을 수행한 결과 B<sub>4</sub>C 파우더를 30 w%가 넘게 섞을 경우 유연성과 균일성이 떨어지는 것으로 나타남에 따라 B<sub>4</sub>C 파우더의 혼합 한계비율을 30 w%로 결정하였다. 따라서 몬테카를로 모사에 의한 중성자 속 계산과 중성자 측정실험은 B<sub>4</sub>C의 혼합비율을 0 w%에서 30 w%로 변화시키면서 수행하였다.

Fig. 3과 같이 차폐실험 장치는 외부에서 입사되는 중성자를 감속시키기 위하여 사방 10 cm 두께의 폴리에틸렌육면체 가운데에 두 개의 구멍을 뚫어 중성자 흡수재로 둘러싼 <sup>3</sup>He 검출기를 넣을 수 있도록 하였다. 중성자 선원은 <sup>252</sup>Cf을 사용하였으며 차폐실험 장치의 한 쪽 표면 중앙에 부착하였다.

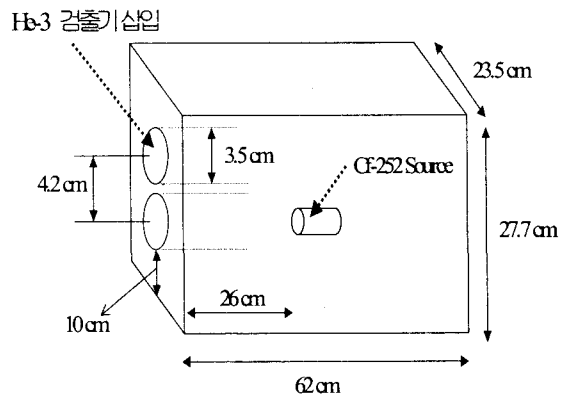


Fig. 3. A experiment device for neutron shielding (Shielding material was made of polyethylene and a Cf<sup>252</sup> neutron source was attached on one side of polyethylene shielder)

### 몬테카를로 모사에 의한 계산

MCNP4b를 이용한 몬테카를로 모사에 의한 계산은 Fig. 3의 중성자 차폐실험 장치와 동일한 기하학적형태에 대하여 수행하였다. B<sub>4</sub>C의 혼합비율은 0 w%에서 30 w%까지 5% 단위로 변화시켰

고, 중성자 에너지 스펙트럼은 실험에 사용된 중성자 선원인  $^{252}\text{Cf}$ 와 비슷한 watt fission energy spectrum 식(1)을 이용하였다[8].

$$N \approx e^{-0.88E} \sinh\sqrt{(2E)} \quad (1)$$

중성자 검출기는  $^3\text{He}$ 가 4기압으로 채워있으며, 검출되는 중성자 속의 비교는  $^3\text{He}$  검출기 전체에 흡수된 에너지선속으로 계산하였다. 중성자 흡수재의 구성 성분은  $\text{B}_4\text{C}$ 의 비율이 30 w% 일 경우 H 2.7 w%, C 38.3 w%, O 35.4w w%,  $^{10}\text{B}$  4.2 w%,  $^{11}\text{B}$  19.4 w% 이었다.

계산 결과  $\text{B}_4\text{C}$  파우더의 혼합비가 30 w%인  $\text{B}_4\text{C}$  중성자 흡수재의 두께를 증가시키면 열중성자 흡수비율이 급격히 증가하여 중성자 흡수재의 두께가 1.5 mm일 때 열중성자 흡수비율이 95%에 달하였으나 그 이후로는 두께를 증가시켜도 그다지 중성자 흡수비율이 증가하지 않는 것으로 나타났다. 따라서 중성자 흡수재의 두께는 약간의 여유를 둔 2.0 mm로 결정하였다.

## 실 험

몬테카를로 모사에 의한 중성자 선속 계산에 따라  $\text{B}_4\text{C}$ 의 혼합비율을 정하여 중성자 흡수재를 제작하고 중성자 차폐상자를 이용하여 중성자 차폐실험을 수행하였다.

실험에 사용된 중성자 측정장치는 Fig. 4와 같이 Reuter-Stokes사의 제품(모델 : RS-P4-0818-202)의  $^3\text{He}$  검출기 2개와 Precision Data Technology 사의 PDT110A pulse counting module 및 neutron coincidence analyzer를 사용하였다.  $^3\text{He}$  검출기의 총 길이는 54.7 cm이고 계측에 사용되는 검출부는 51 cm이며 직경은 2.55 cm 이었다.

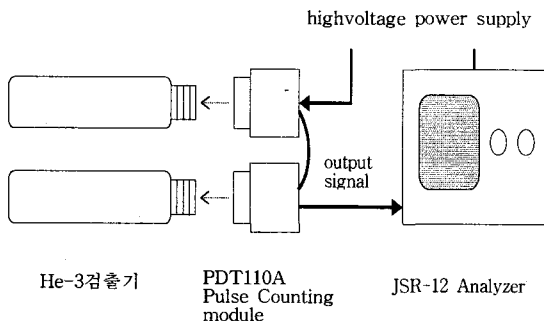


Fig. 4. A neutron counting device for thermal neutron

PDT110A(지름 4 cm, 높이 8.5 cm)는 전치 증폭기, 증폭기 및 파고 분석기로 구성되어있으며, 기체충전 검출기에 직접 연결하여 쓰도록 되어있다. PDT110A는 전치 증폭기, 증폭기 및 파고 분석기로 구성되어있으며, 기체충전 검출기에 직접 연결하여 쓰도록 되어있다. PDT110A 자체의 전원(5V)과 High Voltage는 Canberra 사의 JSR-12 neutron coincidence analyzer를 통하여 공급되며, 검출기에서 계측된 신호는 JSR-12 analyzer에 연결되어 전체 계측수가 측정되도록 하였다.

실험에서 사용된  $^{252}\text{Cf}$  중성자 선원은 반감기가 2.6년(spontaneous 반감기 66년)으로 87년 11월 1일 당시 중성자 선속이  $4.2 \times 10^4$  개·sec $^{-1}$ , 방사능이 9.6  $\mu\text{Ci}$  이며, 지름 6 mm, 길이 32 mm의 원통형 스테인리스 스틸 속에 점선원 형태로 들어있다. 또한  $^3\text{He}$  검출기의 특성에 맞는 사용전압을 결정하기 위하여 플래토우(plateau)를 찾은 결과 사용전압을 1,650 V로 설정하였다.

중성자 흡수재는 자연상태의 보론을 함유한  $\text{B}_4\text{C}$  분말을 2%의 촉진제와 15%의 경화제를 섞은 불포화 폴리에스터 용제(모델 : FG 504)와 혼합하여 두께 2 mm의 유연한 형태의 판 형태로 굳힌 후 원통형으로 말았으며,  $\text{B}_4\text{C}$ 의 혼합비율을 각각 5 w%, 10 w%, 15 w%, 20 w%, 30 w%의 5종류로 제작하여 실험하였다.

$^3\text{He}$  검출기를 폴리에틸렌 상자에 삽입한 상태에서 상자 바깥의 중간지점에  $^{252}\text{Cf}$  선원을 부착하고,  $\text{B}_4\text{C}$  파우더의 함량을 달리한  $\text{B}_4\text{C}$  sheet를  $^3\text{He}$  검출기의 표면에 감싼 상태로 측정값의 변화를 관찰하였다. 측정시간은 500 초로 설정하고, 각 2 회씩 측정하였다.

실험 결과  $\text{B}_4\text{C}$  sheet 내의  $\text{B}_4\text{C}$  파우더 함량이 증가함에 따라 측정값이 점차로 줄어  $\text{B}_4\text{C}$  파우더 함량비가 30 w%인 sheet의 경우 background에 비해 거의 94%정도 감소되어 나타났다. 이는 몬테카를로 모사코드인 MCNP4b로 계산한 결과와 잘 일치하는 결과이다. Fig. 5에 측정 결과 Table 1에 몬테카를로 모사 결과와 실험결과와의 비교를 나타내었다.

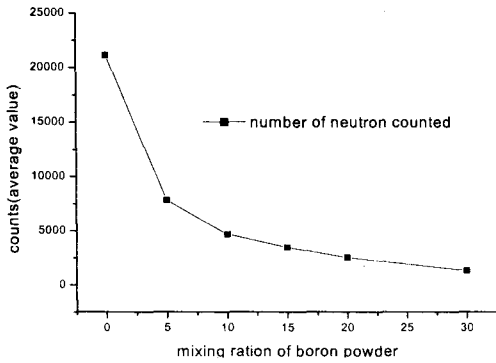


Fig. 5. The variation of neutron flux according to the amounts of B<sub>4</sub>C

Table 1. The comparison of thermal neutron flux detected by neutron monitor between monte carlo simulation and experiment

mixing ratio of B <sub>4</sub> C powder	0 w%	5 w%	10 w%	15 w%	20 w%	30 w%
monte carlo simulation (neutron energy ≤0.03eV)	100%	36.0%	20.8%	15.0%	10.4%	4.8%
experiment	100%	37.0%	22.0%	16.3%	11.8%	6.3%

이상 중성자 흡수재의 중성자 흡수에 대한 몬테카를로 계산과 실험을 통하여 중성자 흡수재는 불포화폴리에스터에 자연상태의 B<sub>4</sub>C 분말을 30w% 섞어 2mm로 제작하는 것이 효율적임을 알 수 있었다.

### 결론

감마선분광시스템의 차폐체 및 검출기에 포함된 방사능을 없애면 70% 정도의 백그라운드가 줄어들며, 우주선의 뮤온과 중성자가 중요한 백그라운드 인자가 된다.

이러한 극저준위 방사능측정시스템의 백그라운드에 영향을 주는 원인중의 하나인 중성자의 차폐를 위하여 고속중성자를 폴리에틸렌으로 감속하고 감속된 중성자를 B<sub>4</sub>C로 흡수하는 방법을 사용하는 실험을 수행하였다. 실험결과 폴리에틸렌의 두께가 증가할수록 전체 중성자의 개수는 감소하고

열중성자의 개수는 폴리에틸렌의 두께에 따라 증가하다 10 cm일 때 최댓값을 이룬 후 감소하는 것으로 나타났다. 따라서 폴리에틸렌의 두께는 열중성자 생성비율이 최대가 되는 10 cm가 효율적임을 알 수 있었다.

폴리에틸렌의 두께가 10 cm일 때 B<sub>4</sub>C의 두께에 따른 열중성자 흡수율은 자연상태의 B<sub>4</sub>C 파우더 30 w%와 용제인 불포화폴리에스터 70 w%를 섞어 2mm 두께의 감속재를 만들 경우 94%에 달하며 B<sub>4</sub>C 함량이나 감속재의 두께를 더 증가시키면 중성자의 흡수율도 더 증가되나 증가율은 그리 크지 않은 것으로 나타났다. 따라서 B<sub>4</sub>C 30 w%를 섞은 폴리에스터 감속재를 2 mm의 두께로 사용하는 것이 효율적임을 알 수 있었다.

### 참고문헌

- William C. Evans, *Model for Assessment of Surveillance Strategies*, Pacific-Sierra Research Corporation, PSR Technical Note 1079(1995).
- R. L. Brodzinski, H. S. Miley, J. H. Reeves and F. T. Avignone, "Further Reduction of Radioactive Backgrounds in Ultrasensitive Germanium Spectrometers," *Nucl. Instr. and Meth.* A292, pp. 337-342(1990).
- R. Nunez-Lagos and A. Virto, "Shielding and Background Reduction," *Appl. Radiat. Isot.*, 47(9/10), pp. 1011-1021(1996).
- J. H. Reeves and R. J. Arthur, *Bulk Environmental Samples Analyzed with Anticomicshielded Ultralow-Background Germanium Detector Systems*, Pacific Northwest Laboratory, PNL-SA-14316(1987).
- Pall Theodorsson, *Measurement of Weak Radioactivity*, p.76, World Scientific Publishing Co.(1996).
- G. Heusser, "Cosmic ray-induced background in Ge-spectrometry," *Nucl. Instr. and Meth.* B83, pp. 223-228(1993).
- IAEA Technical Reports Series No. 289, *Immobilization of Low and Intermediate Level radioactive Wastes with Polymers*, IAEA(1988).
- A. B. Smith, "Spontaneous Fission Neutron Spectrum of <sup>252</sup>Cf," *Physical Review*, 108(2), pp. 411-413(1957).