

DT 중성자 발생기에 의한 중성자 검출기 반응도 조사

김상인, 장인수, 김장렬, 이정일, 김봉환
한국원자력연구원

2012년 1월 30일 접수 / 2012년 2월 21일 1차 수정 / 2012년 2월 23일 채택

국내 교정기관 또는 표준기관은 중성자 검출기의 교정을 위해 비감속 및 중수감속 ^{252}Cf 선원과 $^{241}\text{AmBe}$ 선원을 사용하고 있다. 이런 선원들로 교정된 중성자 검출기를 이용하여 입자가속기와 같이 속중성자가 다량 존재하는 시설을 선량평가할 때, 그 정확도가 떨어지게 된다. 그 이유는, 대부분의 중성자 검출기는 열중성자에 민감하게 반응하므로 수 MeV 이상의 에너지를 가지는 속중성자장에 대한 선량당량 반응도는 부정확하다. 또한 높은 에너지의 중성자는 열중성자보다 선량기여정도가 훨씬 크기 때문이다. 이와 같은 이유로, 기존의 교정용 기준 중성자장이 아닌 수 MeV 이상의 속중성자가 존재하는 중성자장에서도 검출기를 교정할 필요가 있다. DT 중성자 발생기, 흑연집합체 그리고 폴리에틸렌 중성자 집속체를 사용하여 속중성자의 선속분율이 서로 다른 중성자장을 제작하였고, 이 중성자장에서 중성자 검출기의 선량당량 반응도를 측정하였다. 시험결과에 의하면, 속중성자 선속분율과 중성자 검출기의 종류에 따라 중성자 검출기의 반응도는 많은 차이를 보였다. 이러한 반응도 차이는 선량당량의 과대 및 과소평가를 의미하므로, 검출기가 사용되는 시설환경과 유사한 중성자장에서 반응도 교정이 필요함을 확인하였다.

중심어: DT 중성자 발생기, 중성자 검출기 반응도, 교정용 중성자장, 열중성자

1. 서론

일반적으로 중성자장은 열중성자(thermal neutron), 감속중성자(moderated neutron), 속중성자(fast neutron) 등 크게 3개의 성분으로 나눌 수 있는데 중성자장이 존재하는 현장마다 그 성분의 비율은 서로 다르며 그 정도에 따라 선량학적 특성도 차이가 난다. 선량학적 특성이 제각각인 이러한 현장에서 사용되는 대부분의 중성자 검출기는 현재 국내 교정기관에서 ^{252}Cf 선원과 $^{241}\text{AmBe}$ 선원으로만 교정되고 있다[1]. 동일한 교정선원과 교정방법으로 교정된 중성자 검출기로 선량적 특성이 다양한 중성자장을 모니터링하기 때문에 그 결과는 부정확할 수 밖에 없다. 대부분의 중성자 검출센서는 열중성자에 큰 반응단면적을 갖는 ^3He , ^{10}B , ^6Li 등의 물질로 구성되어 있기 때문에 10 MeV 이상의 중성자를 검출하기 위해 Pb, W, Cu와 같은 높은 원자번호의 물질을 삽입한 폴리에틸렌(polyethylene) 감속체(moderator)를 중성자 검출센서 주변에 썩워 속중성자를 열중성자화하여 검출한다[2-3]. 중성자 검출기의 구조적 특성과 중성자에너지에 따른 선량당량(Ambient Dose Equivalent, 이하 선량) 기여도 차이 때문에 일반 중성자 검출기로 속중성자 성분이 높은 현장을 모니터링할 때는 정확도가 많이 떨어진다. 보다 정확

한 현장의 선량평가를 위해 기존의 ^{252}Cf 선원과 AmBe 선원을 이용한 교정뿐만 아니라 10 MeV 이상의 고속중성자의 선속분율(flux rate)이 높은 중성자장에서도 중성자 검출기를 교정할 필요가 있다.

본 연구에서는, DT 중성자 발생기(이하 중성자 발생기)로 생산한 14 MeV 중성자, 흑연집합체(graphite pile)로 생산한 열중성자 그리고 중성자 집속체(neutron collimator)로 생산한 감속중성자를 혼합하여 중성자 검출기의 반응도시험용 중성자장을 제작하였다. 제작한 검출기 반응도시험용 중성자장에서 4 종의 중성자 검출기의 선량당량 반응도를 측정하여 일반 교정용 ^{252}Cf 중성자장에서의 선량당량 반응도와 비교하였다.

2. 재료 및 방법

2.1 중성자 발생기를 이용한 14 MeV 중성자장 제작

중하전입자와 저원자번호 물질과의 반응을 이용해 중성자를 생산하는 $^{241}\text{AmBe}$ 선원과 알파붕괴에 이은 자발 핵분열반응에 의한 중성자를 생산하는 ^{252}Cf 선원뿐만 아니라 양성자(proton) 또는 중양자(deuteron)를 가속하여 삼중수소(tritium)와 핵융합반응을 일으켜 중성자를 생산하는 중성자 발생기 선원을 이용하여 중성자 검출기의 반응도를 결정할 수 있다[4]. 이번 실험에서 14 MeV 고속중

교신저자: 김봉환, bhkim2@kaeri.re.kr
대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 11 한국원자력연구원

중성자를 생산하기 위해 중양자-삼중수소 반응(DT reaction)에 의해 중성자를 생산하는 중성자 발생기를 사용하였다. 일반적으로 중성자 발생기의 중양자는 100~200 kV로 가속되어 금속표면에 분산분포하고 있는 삼중수소와 핵반응을 통하여 14 MeV 중성자를 생성한다. DT 반응의 경우, 1 mA의 중양자 빔으로 최대 $1 \times 10^{11} \text{ s}^{-1}$ 정도의 중성자 생성율을 가진다[5]. 이동형 중성자 발생기는 이온원(ion source), 표적(tritium target) 그리고 고전압발생기 등의 구조적 한계로 중성자 생성율은 이보다 훨씬 낮다. 본 실험에서 사용한 중성자 발생기는 프랑스 SODERN사의 이동용 중성자 발생기(GENIE 16C)로서 페닝형(Penning type) 이온원은 2 kV 정도에서 활성화되며 전위차 -70 ~ -110 kV 정도에서 표적으로 가속되고 최대 빔전류는 60 μA 정도이다. 내부의 삼중수소의 양은 120 GBq이다[6]. 90 kV, 50 μA 의 운전조건에서 최대 $1.51 \times 10^8 \text{ s}^{-1}$ 의 중성자 생성율을 보이며, 펄스모드 및 연속모드로 중성자 생성이 가능하다. 펄스모드에서 빔주파수는 100 Hz~1 MHz사이에서 조절이 가능하다.

본 실험에서의 중성자 발생기 운전조건은 펄스모드에서 가속전압 80 kV, 빔 전류 50 μA , 펄스주파수 1 kHz였으며, 이때의 중성자 생성률은 약 $8 \times 10^7 \text{ s}^{-1}$ 이었다.

2.2 흑연집합체를 이용한 열중성자장 제작

ISO 8529에서는 열중성자를 발생시키는 방법으로 감속체를 이용하거나 가속기에서 생성된 경우를 소개하고 있다[3]. 영국의 NPL 시설에서는 반데그라프(Van De Graaff) 가속기의 빔을 흑연감속체에 입사하여 속중성자를 열중성자화하여 열중성자장을 생산하고 있고, 프랑스의 IRSN 시설에서는 6개의 AmBe 선원을 흑연집합체 안에 설치하여 열중성자장을 생성하고 있다[7-8]. 한국원자력연구원은 프랑스 IRSN의 흑연집합체와 같은 방식의 열중성자 발생기를 제작하여 보유하고 있다. 흑연집합체의 크기는 $1.5 \times 1.5 \times 1.5 \text{ m}^3$ 이며 내부에 8개의 AmBe(총 37 GBq)를 설치하여 열중성자장을 생성한다. 그림 1에

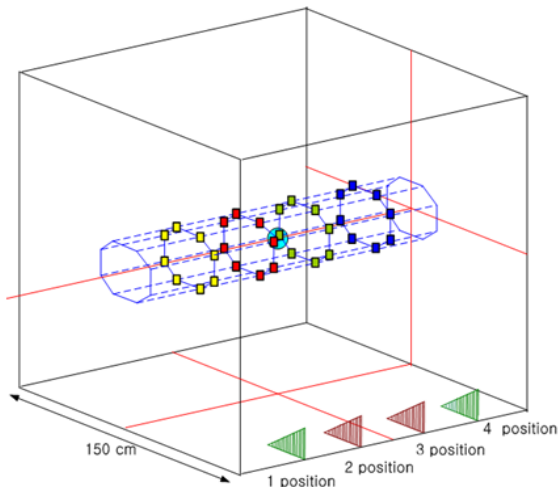


Fig. 1. Schematic diagram of AmBe source' position in the graphite pile to produce thermal neutron field. The graphite pile has dimension with $1.5 \times 1.5 \times 1.5 \text{ m}^3$ and four AmBe sources' positions. AmBe sources were placed in 2-position in this study.

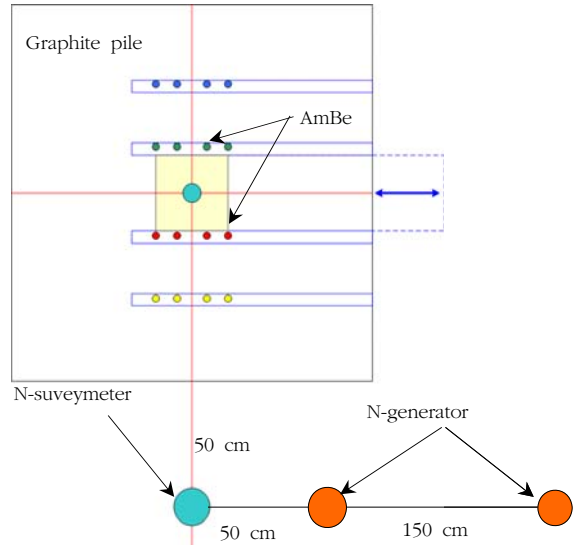


Fig. 2. The neutron surveymeter was placed at the reference point that was 50 cm in front of the graphite pile. The neutron generator producing 14 MeV neutron was setup in 50 cm and 150 cm from the reference point while maintaining a constant distance with the graphite pile's surface.

흑연집합체의 구조와 AmBe 선원들의 설치지점을 묘사하였다. 이번 연구에서는 그림 1에서의 2 position에 8 개의 AmBe 선원을 설치하여 열중성자장을 생성하였다[9].

2.3 열중성자 및 14 MeV 중성자를 혼합하여 중성자장 제작

열중성자와 속중성자(14 MeV)의 선속분율을 달리하여 중성자장을 제작하였다. 그림 2와 같이 중성자 발생기의 설치지점을 달리하여 속중성자 선속분율을 달리하였다. 흑연집합체의 표면으로부터 50 cm 되는 지점에 시험대상인 중성자 검출기를 설치하였다. 중성자 발생기는 중성자 검출기로부터 50 cm, 150 cm 지점에 설치하였다. 제작한 중성자장은 보너구(Bonner sphere)로 정량화되었고 4 종의 상용 중성자 검출기로 중성자장의 선량당량률(이하 선량률)을 측정하여 보너구 측정자료로 결정된 기준(reference) 선량률과 비교하여 중성자 검출기의 반응도를 구하였다.

2.4 중성자 집속체를 이용한 감속중성자장 제작

중성자 발생기로부터 등방적(isotropic)으로 발생되는 14 MeV 중성자를 특정방향으로 집속시키기 위해 중성자 집속체를 제작하였다. 집속체의 재질은 폴리에틸렌이며 크기는 $50 \times 50 \times 95 \text{ (L) cm}^3$ 이다. 집속체 구조를 나타낸 그림 3과 같이 중성자 집속체의 앞쪽, 옆쪽 그리고 위쪽방향으로 중성자를 선택적으로 집속시킬 수 있다. 필요에 따라 빔포트(beam port) 입구에 구리, 납, 알루미늄 등과 같은 감속필터(attenuation filter)를 추가적으로 삽입할 수도 있다. 세 방향의 집속포트는 개폐가 가능한데 포트를 막을 경우 집속체는 단순히 중성자감속체 역할을 한다. 포트가 막힌 집속체를 이용하면 14 MeV 중성자가 집

속체에 의해 감속되어진 감속중성자장을 얻을 수 있다.

본 실험에서는 감속필터는 사용하지 않았다. 그림 4와 같이 측면 빔포트는 닫고 전면 빔포트를 연 상태에서 집속체의 전면과 측면에서 중성자 검출기로 선량률을 측정하였다. 선량률 측정지점은 집속체 표면으로부터 전면 15 cm 지점과 측면 30 cm 지점이었다. 중성자 발생기의 표적으로부터는 각각 45 cm, 55 cm 지점이었다.

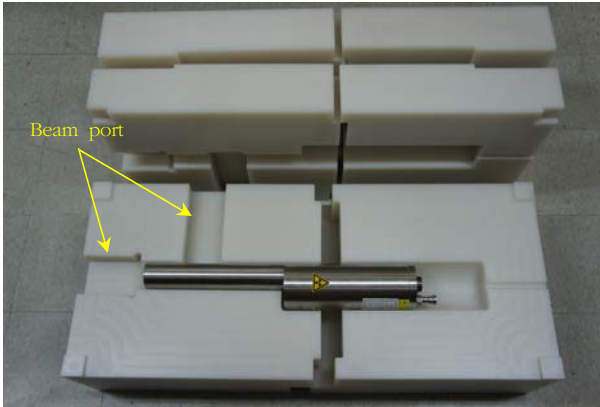


Fig. 3. The DT generator was installed in the polyethylene neutron collimator which has two beam ports. These beam ports optionally can be opened and closed. In this study, a front beam port was used.

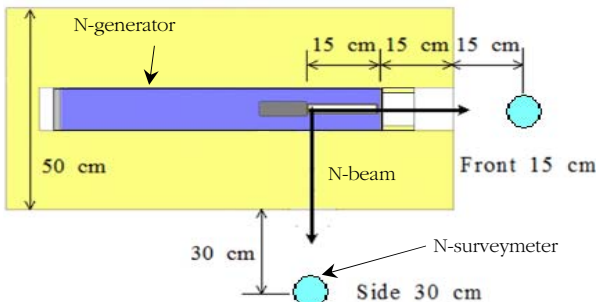


Fig. 4. Reference positions where the neutron surveymeter was installed were located at front 15 cm and side 30 cm from surface of the polyethylene collimator. In this study, the front beam port was opened and the side beam port was closed.

2.4 중성자장 스펙트럼 및 선량학적 자료 측정

중성자장을 정량화하기 위해 각각 5.08, 10.16, 15.24, 20.32, 25.40, 30.48 cm의 직경을 가지는 6종의 보너구와 LiI(Eu) 섬광검출기(scintillator)로 구성된 보너구 시스템으로 중성자 계수율을 측정하였고, UMG3.3 프로그램으로 보너구 측정자료를 언폴딩하여 중성자 스펙트럼을 정량화하였다. 언폴딩에 사용된 입력스펙트럼은 MCNPX 코드를 사용하여 얻었다[10]. MCNPX 프로그램에 사용한 history는 1×10^9 개이며, 반경 15 cm 구의 cell flux tally를 사용하였으며 에너지 분포는 1×10^9 MeV에서 50 MeV까지 각 지수구간을 10개로 나눠 대수등간격으로 계산하였다. 중성자 스펙트럼과 선량학적 자료는 표 1과 그림 5에 정리하였다.

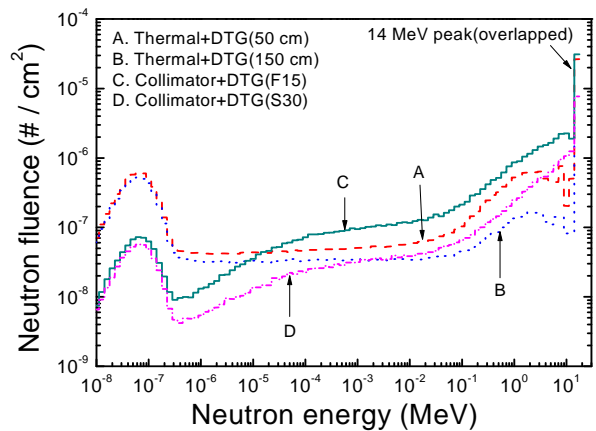


Fig. 5. Neutron spectra determined by Bonner sphere system. Neutron spectra, A and B were made by a graphite pile and a DT neutron generator. C and D spectra were made by a neutron collimator and a DT neutron generator. "Thermal" means thermal neutron field, and "DTG" means moderated 14 MeV neutron.

Table 1. Spectra Information of the Neutron Fields in this Measurement.

Neutron Sources	Percentile to the Total Fluence Rate (%)				E_{ave} (MeV) ^d
	~ 0.5 eV	0.5 eV ~ 10 keV	10 keV ~ 10 MeV	10 MeV ~	
DTG(50)+Thermal	10.7	2.87	20.0	66.4	11.0
DTG(150)+Thermal	38.6	6.22	19.2	36.0	6.16
DTG+Collimator(F) ^a	1.08	5.24	37.4	56.5	8.16
DTG+Collimator(S) ^a	2.63	5.67	42.6	49.3	7.50
DTG(F50) ^b	5.42	2.33	23.0	69.2	11.6
DTG(F75) ^b	8.77	3.62	22.6	65.1	10.8
DTG(F100) ^b	11.4	4.93	20.7	63.0	10.5
²⁵² Cf(F100) ^c	12.0	4.08	83.6	0.32	1.93

^a F means front 15 cm of the neutron collimator, S means side 30 cm of the collimator.

^b F** : Number, ** are the distance to the neutron detector form the source.

^c F100 means front 100 cm from the ²⁵²Cf source.

^d E_{ave} : Fluence averaged mean energy

Table 2. Dosimetric Quantities of the Neutron Fields in this Measurement.

Neutron Sources	$h^*(10) / h_p(10)^a$ (pSv.cm ²)	$H^*(10) / H_p(10)^b$ (rate, mSv.h ⁻¹)	E_{ave} (MeV)	$E_{ave(ADE)}^c$ (MeV)
DTG(50)+Thermal	148 / 440	7.29 / 7.69	11.0	13.6
DTG(150)+Thermal	257 / 271	0.99 / 1.04	6.16	12.3
DTG+Collimator(F)	429 / 452	7.16 / 7.31	8.16	13.5
DTG+Collimator(S)	411 / 435	2.15 / 2.36	7.50	12.9
DTG(F50)	445 / 469	2.82 / 2.97	11.6	13.4
DTG(F75)	419 / 442	1.48 / 1.56	10.8	13.3
DTG(F100)	401 / 423	1.01 / 1.06	10.5	13.5
²⁵² Cf(F100)	315 / 327	0.27 / 0.28	1.93	2.49

^a $h^*(10) / h_p(10)$: Fluence ambient/personal dose equivalent conversion coefficient.

^b $H^*(10) / H_p(10)$: Ambient/Personal dose equivalent rate.

^c $E_{ave(ADE)}$: Ambient dose equivalent averaged mean energy.

3. 결과 및 논의

흑연집합체, 중성자 집속체 그리고 중성자 발생기로 제작한 중성자장의 에너지스펙트럼을 그림 5와 그림 6에 나타내었다. 그림 5에서 스펙트럼 A, B는 중성자 발생기와 흑연집합체를 사용하여 제작한 중성자장의 것이고, C, D는 중성자 발생기와 전면 빔포트 개방 중성자 집속체로 제작한 중성자장의 스펙트럼이다. 스펙트럼 C는 중성자 집속체의 전면에서 중성자 검출기를 설치하여 측정된 것이고 스펙트럼 D는 집속체의 옆면에서 측정된 것이다. 그림 5에서 중성자 발생기에 의해 생성된 14 MeV 중성자의 중첩피크가 뚜렷하게 보이는데 표적으로부터 거리가 멀어질수록 피크의 크기가 줄어든다. 또한 그림 5의 스펙트럼 A, B는 흑연집합체에 의해 생성된 열중성자 피크도 뚜렷하게 보인다. 본 실험에서 생산한 중성자장과 그림 6에 의 스펙트럼 D는 교정용 ²⁵²Cf 선원의 스펙트럼인데, ²⁵²Cf 선원으로부터 100 cm 지점에서 측정된 것이다. 스펙트럼 D는 다른 스펙트럼들과는 달리 14 MeV 피크를 보이지 않는다.

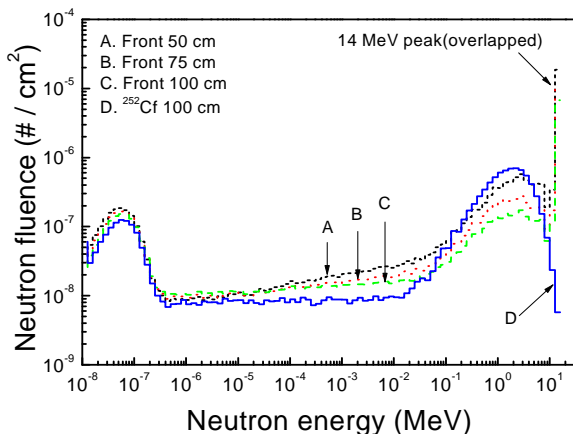


Fig. 6. Neutron spectra determined by Bonner sphere system. Neutron spectra, A, B and C were measured at 50 cm, 75 cm and 100 cm from a DT neutron generator. D is neutron spectrum of ²⁵²Cf source.

이번 실험에서 제작한 중성자장을 0.5 eV, 10 keV, 10 MeV 에너지구간으로 나누어 영역별 선속분율을 표 1에 정리하였다. 표 1의 DTG(50)+Thermal과 DTG(150)+Thermal은 그림 2에 묘사된 것과 같이, 흑연집합체로 생산한 열중성자장과 중성자 발생기로 생산한 속중성자장을 혼합하여 생산한 중성자장의 선속분율을 나타낸다. DTG+Collimator (F and S)는 그림 4와 같이, 중성자 발생기를 중성자 집속체에 설치한 다음, 전면 15 cm와 측면 30 cm에서 측정된 중성자장 선속분율을 나타낸다. 이번 실험에서 전체 중성자선속에 대한 열중성자(~ 0.5 eV)의 선속분율은 1%에서 39%까지 분포하였고 10 MeV 이상의 속중성자는 6%에서 66% 까지 아주 넓게 분포하였다.

표 1에 제시된 중성자장에 대한 선량학적 자료를 표 2에 정리하였다. 표 2에 있는 $h^*(10)/h_p(10)$ (fluence to ambient/personal dose equivalent conversion coefficient) 값은 Report ICRU57의 변환계수를 사용하여 계산하였다[11]. 표 2를 보면, 중성자장의 선속평균에너지 (fluence averaged mean energy)는 6 MeV에서 12 MeV 까지 다양하게 분포하고 있다. 선량평균에너지(ambient dose equivalent averaged mean energy)는 모든 중성자장에서 12 MeV 이상으로써 중성자 발생기에 의해 생성된 속중성자가 측정 선량률의 주된 기여분임을 알 수 있다.

중성자 발생기로 생산한 중성자장에 대한 중성자 검출기의 반응도를 측정하였다. 반응도 시험에 사용된 중성자 검출기는 LB6411 (Berthold), WENDI-2 (Thermo), DINEUTRON (Canberra) 그리고 REM500 (Far West Technology)이다. 중성자 에너지 반응도 범위는 REM500이 70 keV~20 MeV이고 나머지는 0.025 eV~15 MeV이다. 검출기의 구조적 특징을 보면 다음과 같다. LB6411는 직경이 25 cm인 구형 폴리에틸렌 감속체와 ³He detector를 사용하며, WENDI-2는 직경 23 cm, 길이 21 cm인 원통형의 폴리에틸렌 감속체와 ³He detector를 사용한다. DINEUTRON은 큰 감속체 대신 작고 크기가 다른 두 개의 구형 감속체(직경 11 cm, 5.1 cm)를 ³He 검출기와 사용한다. REM500은 감속체를 사용하지 않는 대신 256 다

중채널분석기(Multi-Channel Analyzer, MCA)와 결합한 조직등가비례계수관(Tissue Equivalent Proportional Counter, TEPC)과 Propane 기체 검출기를 사용한다.

제작한 중성자장에 대한 검출기의 반응도 시험에 앞서, 비감속 ²⁵²Cf 중성자장을 이용하여 검출기들을 교정하였다. 각 중성자장에 대한 중성자 검출기의 반응도를 표 3에 정리하였다. 표 3에 제시된 반응도는 검출기로 읽은 선량률을 보너구 자료로 결정된 기준 선량률로 나눈 값이다. 반응도의 값이 1 보다 큰 값을 가지면 과대평가, 1 보다 작은 값을 가지면 과소평가하는 것을 의미한다. 표 3

의 반응도를 보면, TEPC 검출기인 REM500은 대부분의 중성자장에 대해 1에 가까운 반응도를 보이므로 기준선량률을 비교적 정확히 평가한다고 볼 수 있다. 하지만 나머지 검출기는 1 이하의 반응도를 보여 실제의 선량률을 과소평가하고 있다. 특히, DINEUTRON은 반응도의 범위가 0.12에서 0.72로서 시험 검출기 중 가장 불안정한 반응도를 보였는데, 다른 검출기들에 비해 크기가 1/2 정도인 폴리에틸렌 감속체와 최대 14 MeV의 에너지 반응범위를 가지는 특성 때문에, 14 MeV 중성자가 다량 존재하는 중성자장에서 그 반응도가 낮게 나온 것으로 판단된다.

Table 3. Ratio of the Neutron Surveyometers' reading to the Reference Dose Equivalent Rate ($H^*(10)$).

Neutron Sources	$H^*(10)^a$ (mSv.h ⁻¹)	Ratio ^b of Surveyometers' Reading			
		LB64111	WENDI-2	DINEUTRON	REM500
DTG(50)+Thermal	7.29	0.66	0.62	0.13	1.12
DTG(150)+Thermal	0.99	0.69	0.66	0.12	0.92
DTG+Collimator(F)	7.16	0.30	0.40	0.61	1.01
DTG+Collimator(S)	2.15	0.68	0.77	0.72	1.17
DTG(F100)	1.01	0.56	0.63	0.21	0.94
Energy Response Range^c (eV)		0.025-20 M	0.025-5 G	0.025-15 M	70 k-20 M

^a $H^*(10)$ is reference ambient dose equivalent rate determined by Bonner Sphere measurement.

^b Ratio = estimated Ambient Dose Equivalent rate / $H^*(10)$.
Ratio>1, overestimation Ratio<1, underestimation.

^c Energy Response Range were extracted from their manual.

* All neutron surveyometers were calibrated by a bare ²⁵²Cf source.

4. 결론

중성자 발생기로 생산한 14 MeV 중성자를 이용하여 속중성자 가변선속분을 중성자장을 제작하였다. 비감속 ²⁵²Cf 중성자장에서 반응도 교정을 거친 4종의 중성자 검출기로 가변선속분을 중성자장에 대한 선량률을 측정하였다. 조직등가비례계수관 검출기인 REM500은 각 중성자장에 대해 1에 가까운 반응도 값을 가지므로 대부분의 중성자장에서 기준선량률을 비교적 정확히 측정하였다. 나머지 3종의 검출기는 1보다 작은 반응도 값을 보여 실제 선량률을 과소평가하는 것으로 나타났다. 특히 DINEUTRON은 반응도의 값이 0.12에서 0.72까지 분포하여 매우 불안정한 선량평가가 이루어졌다.

본 실험을 통해 중성자장의 특성이 달라지면 검출기의 반응도 차이가 있음을 알았다. 그리고 작업현장의 특성과 비슷한 중성자장에서 중성자 검출기가 교정되어야 비교적 정확한 선량평가가 가능한 것으로 판단된다.

감사의 글

본 연구는 국방과학연구소(Agency for Defense Development) 수탁과제(계약번호 : UC080023GD) 및 교육과학기술부 원자력연구개발사업의 지원으로 수행되었습니다.

참고문헌

1. KAERI, Technology development for radiation dose measurement and evaluation, KAERI/RR-2801, 2007.
2. Knoll GF, Radiation detection and measurement, 3rd ed., New York; John Wiley & Sons, Inc., 2000:506-510.
3. Alvera AV and Thomas DJ, Neutron field spectrometry in mixed fields: multisphere spectrometers, Radiat. Prot. Dosim., 107(1-3):37-72; 2003.
4. ISO, Reference neutron radiation-part 1: characteristics and methods of production, ISO 8529-1: 1st ed., 2001.
5. Liskin H, and Paulsen A., Neutron production cross section and energies for the reactions T(p,n)³He, D(d,n)³He and T(d,n)⁴He, Atom. Data Nucl. Data 11:569-619; 1973.
6. EADS SODERN, GENIE 16C/D user manual, ver. July 2008, Eads Sodern Inc., 2008.
7. Thomas DJ and Kolkowski P, Thermal fluence and dose equivalent standards at NPL, DQL RN008, National Physics Laboratory UK, 2005.

8. Lacoste V., Gressier V., Muller H. Lebreton L. Characterization of the IRSN graphite moderated americium-beryllium neutron field. *Radiat. Prot. Dosim.* 110(1-4):135-139; 2004.
9. Kim BH, Jun SM, Kim JS, Lim KS, Kim JL. Construction of thermal neutron calibration fields using a graphite pile and americium-beryllium neutron sources at KAERI. *Nucl. Technol.* 168(2): 349-353; 2009.
10. Pelowitz DB. MCNPX user's manual, version 2.5.0. LA-CP-05-0369. 2005.
11. ICRU. Conversion coefficient for use in radiological protection against external radiation, ICRU Report 57. 1998.

Investigation of Response of Several Neutron Survey meters by a DT Neutron Generator

Sang-In Kim, In-Su Jang, Jang-Lyul Kim, Jung-Il Lee, and Bong-Hwan Kim
Korea Atomic Energy Research Institute

Abstract - Several neutron measuring devices were tested under the neutron fields characterized with two distinct kinds of thermal and fast neutron spectrum. These neutron fields were constructed by the mixing of both thermal neutron fields and fast neutron fields. The thermal neutron field was constructed using by a graphite pile with eight AmBe neutron sources. The fast neutron field of 14 MeV was made by a DT neutron generator. In order to change the fraction of fast neutron fluence rate in each neutron fields, a neutron generator was placed in the thermal neutron field at 50 cm and 150 cm from the reference position. The polyethylene neutron collimator was used to make moderated 14 MeV neutron field. These neutron spectra were measured by using a Bonner sphere system with an LiI scintillator, and dosimetric quantities delivered to neutron survey meters were determined from these measurement results.

Keywords : Thermal neutron field, Fast neutron field, DT neutron generator, Neutron calibration field.