

ICRP 60을 반영한 원전에서의 중성자 선량 평가

Evaluation of Neutron Dose Equivalent Based on the ICRP 60 in the Nuclear Power Plant

손중권, 신상운

한국전력공사 원자력환경기술원
대전광역시 유성우체국 사서함 149호

요 약

ICRP 60에 근거한 중성자 선량평가를 수행하기 위해 출력운전 중에 기기점검이나 보수, 서베이 목적으로 자주 출입하는 영광4호기 원자로 건물내 100 ft 상에서 4곳, 122 ft 상에서 4곳, 144 ft 상에서 8곳을 BMS 시스템을 이용하여 측정하였다. Cd 덮개를 사용하지 않았을 경우 열중성자의 검출에 문제가 있는 것으로 판단되어 대표 지역 4곳을 선정하여 Cd 덮개를 씌워 재측정하였으며 측정결과 열중성자가 Cd 덮개를 사용하지 않은 경우에 비해 5 ~ 14% 증가함을 확인하였다. 이는 중성자 스펙트럼의 측정을 위해서는 Cd 덮개를 사용해야 함을 말해준다. 측정된 중성자 스펙트럼으로 선량평가를 수행한 결과, ICRP 60을 적용하면 ICRP 26을 적용하였을 경우에 비해 선량이 fluence 비율에 따라 감소 또는 증가되는 것을 확인할 수 있었다.

Abstract

Using a BMS, neutron spectrum was measured to evaluate neutron dose equivalent based on ICRP 60 at 4 locations of 100 ft level, 4 locations of 122ft level, and 8 locations of 144ft level inside the reactor building of Youngkwang Unit 4 where frequent entrance for maintenance and survey were needed during power operation. The spectrum measurement without Cd cover showed the possibility of underestimation of neutron fluence. Therefore, neutron spectrum were measured again using BMS with Cd cover at 4 of 16 locations which were chosen as representative locations. The thermal neutron fluence increased 5 ~ 14 percent compared to the measured fluence without Cd cover. So, Cd cover should be used for measurement of neutron spectrum in the neutron field with high fraction of thermal neutrons. And neutron does equivalents evaluated based on ICRP 60 are increased or decreased compared to the neutron does equivalent based on ICRP 26 according to the fraction of neutron fluence.

1. 서론

적절한 차폐와 출입제한 등으로 원자력발전소 출력운전 중에 방사선작업자가 받는 중성자 선량은 낮다. 그러나 기기점검이나 유지·보수의 목적으로 원자로 건물내를 출입하는 경우가 있으며, 이 경우 방사선 작업자의 보호를 위해 중성자에 의한 피폭선량을 정확하게 평가하여야 한다. 중성자 피폭선량을 정확하게 평가하기 위해서는 원자로 건물내의 중성자 에너지 스펙트럼을 출력별, 위치별로 평가하고 있어야 하지만 우리 나라에서는 아직까지 원자력 발전소내 중성자 에너지 스펙트럼을 선량평가 목적으로 종합적으로 측정할 적이 없다. 비록 국내 원자력발전소에서 열형광선량계(TLD)와 Pocket Dosimeter, Remball 등을 사용하여 작업자의 중성자 피폭선량을 평가하여 이를 토대로 작업계획을 수립하고는 있으나, 각 기기의 측정치간의 편차가 심해 현장 방사선 작업 관리에 여러 가지 어려움을 겪고 있는 실정이다. 또한 국제방사선방호위원회(ICRP)에서는 1990년 간행물 60을 발간하여 중성자 에너지 구간을 세분화 시켜 각 구간별로 방사선 가중치를 새로 도입하여 중성자에 의한 피폭선량을 보다 엄격하게 평가하도록 평가방법을 강화하였으며, 국내 규제기관에서도 간행물 60의 권고사항을 이미 원자력 관계 법령에 반영하였다.[1,2] 따라서 ICRP 60의 권고기준을 만족시킬 수 있도록 중성자 선량평가 방법을 개선하기 위해 원자로 건물내 중성자 에너지 스펙트럼을 측정하여 중성자 선량을 평가하여야 한다.

1980년대 초반 미국 NRC는 PWR과 BWR형 상용 원자력 발전소 6곳을 선정하여 원자로 건물내에서의 중성자 에너지 스펙트럼을 측정하였으며, 캐나다는 1990년대에 들어 CANDU형 원자로 건물내의 중성자 에너지 스펙트럼을 측정하는 등 세계 각국에서 중성자 에너지 스펙트럼을 측정하여 선량 평가에 활용하고 있다.[3,4] 그러나 아직까지 우리 나라에서는 원자력 발전소 원자로 건물내의 중성자 에너지 스펙트럼을 한 번도 측정해보지 않은 상황이며 따라서 PWR 형인 영광원자력발전소 제4호기의 원자로 건물내에서 중성자 스펙트럼을 측정 후 중성자 선량을 평가하였다.

2. Bonner Multisphere Spectrometer 시스템(BMS)과 스펙트럼 unfolding

BMS(Bonner Multisphere Spectrometer) 시스템은 방사선 방호 목적에서 중성자 에너지 스펙트럼을 측정하기 위해 가장 광범위하게 쓰이고 있는 장비이다. 다른 분광계와 비교해 볼 때 중성자 검출 효율이 높고, 에너지 반응폭(열중성자 ~ 수백 MeV)이 매우 넓으며, 구형 검출기로서 등방적 반응특성을 나타내고 사용법이 단순하다는 등 여러 가지 두드러진 장점을 가지고 있다. 비록 분광계로서의 에너지 분해능은 우수하지 못하나 방사선 방호의 실무적 차원에서 중성자 선량의 선량당량을 측정하기에는 가장 적절한 검출기이며 측정에는 한국원자력연구소의 BMS를 이용하였다.

열중성자 에너지에서 수 MeV까지의 광범위한 영역에 걸쳐 존재하는 중성자선장의 에너지 스펙트럼을 하나의 검출기로 측정한다는 것은 거의 불가능하므로 적절한 감속재를 사용하여 속중성자를 열중성자로 감속시킨 후 열중성자와 민감하게 반응하는 물질로 이를 검출하는

방법이 이용되고 있다. 중성자 감속재로는 흡수 단면적보다 산란 단면적이 큰 가벼운 원소로 구성된 물질들이 사용되며, 이를 지나가는 동안 속중성자는 탄성 및 비탄성 산란을 통하여 자신의 에너지를 잃고 열중성자화 되기 때문에 감속재의 크기를 변화시킴으로써 검출기에 도달하는 속중성자의 에너지를 구별할 수 있다.

원자력 발전소의 중성자 에너지 스펙트럼 측정에 사용된 BMS는 반경이 2, 3, 5, 8, 10, 12 인치인 6개의 폴리에틸렌 구를 감속재로 사용하고 있으며, 그 밀도는 0.95 g/cm^3 이다. 열중성자 검출기로는 ${}^6\text{Li}(\text{Eu})$ 섬광체를 사용하며, 열중성자의 존재 유무를 측정하기 위하여 검출기에 Cd 덮개를 씌워 측정하는 경우도 있다. 이 경우 검출기의 열중성자에 대한 반응도를 줄일 수 있기 때문에 상대적으로 양호한 에너지 분해능을 얻을 수 있다. 감속구의 반경이 크면 클수록 고에너지 중성자에 대한 반응도가 높아지기 때문에, 이를 측정하기 위하여 크기가 다른 6개의 감속구와 열중성자만을 검출하기 위한 ${}^6\text{Li}(\text{Eu})$ 섬광 계측기를 포함하여 7개의 검출기가 하나의 분광계 시스템을 구성하고 있다. 전자 신호를 처리하기 위한 장비는 고전압 공급장치와 전치 증폭기, 주증폭기, ADC(Analog to Digital Converter) 및 MCA(Multi-Channel Analyzer) 등으로 구성되어 있다.[5]

BMS로 측정된 자료는 (n, α) 반응으로부터 발생된 섬광체 발광량을 나타내며, 다중과고 분석기로부터 구한 Peak의 면적값은 해당 측정기의 계수율이다. 이 계수값은 각 측정기별로 중성자 에너지 스펙트럼에 대한 복합적인 반응도라 할 수 있으므로 실제 에너지 스펙트럼을 알기 위해서는 Unfolding 과정을 거쳐야 한다. $4 \times 4 \text{ mm}$ 크기의 ${}^6\text{Li}(\text{Eu})$ 로 구성된 BMS의 반응함수 값으로는 HASL-267에 제시된 값을 사용하였다.[6]

BMS 검출기의 측정값과 실제 에너지 스펙트럼과의 관계를 식으로 표현하면 다음과 같다.

$$M_i = \int_{E_{\min}}^{E_{\max}} R_i(E) \phi(E) dE \quad \text{----- (1)}$$

여기서 M_i : 검출기(BMS)의 측정값(counts)

$R_i(E)$: 에너지 E를 갖는 중성자에 대한 검출기 i의
반응값(counts · $\text{cm}^2/\text{neutron}$)

$\phi(E)$: 중성자 선속(neutron/ cm^2)

$\phi(E)$ 를 구하기 위하여 연속함수인 $\phi(E)$ 와 $R_i(E)$ 를 불연속 분할값인 ϕ_g 와 $R_{i,g}$ 로 근사화시킬 수 있다고 가정한다. 즉 검출기 반응값이 n개의 분할된 에너지 그룹으로 되어 있다고 가정하면, 위 식은 다음과 같이 나타낼 수 있다.

$$M_i = \sum_{g=1}^n R_{i,g} \phi_g \Delta E_g \quad \text{----- (2)}$$

여기서 $R_{i,g}$: 검출기 i의 에너지 그룹 g에 대한 반응값

ϕ_g : 에너지 그룹 g의 에너지 스펙트럼

ΔE_g : 에너지 그룹 g의 폭

따라서 7개의 선형방정식을 7개의 검출기에 의해 얻어진 측정값(Mi)과 반응함수(Ri,g)를 이용하여 풀 수 있다. 이 때 분할된 에너지 그룹이 많으면 많을수록 Unfolding된 스펙트럼의 에너지 분해능을 높일 수 있다. BMS 측정 결과를 Unfolding 하기 위하여 여러 가지 전산 프로그램이 개발되었는데, 대부분 Iterative 기법에 의한 Matrix 변환법을 사용하거나 몬테칼로모의 기법을 사용하여 Unfolding을 수행한다. 본 연구에서는 BMS 측정값을 Unfolding 하기 위하여 미국 NRL(Naval Research Laboratory)에서 개발한 BUNKI 프로그램을 사용하였다.[7]

3. 중성자 스펙트럼 측정

원자력발전소에서 작업자가 받는 중성자 피폭의 주요 원인은 핵분열에 의해 생성되어 원자로 차폐체를 뚫고 나오는 중성자이다. 발생 선원에 관계없이 원자력 발전소에 존재하는 모든 중성자는 콘크리트, 물, 철강 등의 차폐체를 통과하거나 산란된 중성자이며 따라서 차폐체의 구조와 양은 한 위치에서 유일하기 때문에 여러 위치에서의 중성자 에너지 스펙트럼 측정이 필요하다.

영광 원자력발전소 출력운전중 작업자의 중성자 피폭이 우려되는 곳을 현장 실무자와의 협의를 통해 결정하여 정상운전 상태에서 가압 경수로형 발전소인 영광원자력발전소 제4호기의 원자로 건물내 16 곳에서 중성자 에너지 스펙트럼을 측정하였으며 주요 측정위치 및 수행 작업은 표 1과 같다.

표 1. 영광 4호기 원자로 건물내 각 Level별 주요 측정 위치 및 수행작업

Level	측정 위치	수행 작업
RCB 100'	Steam Generator & RCP Area (증기발생기 및 냉각재 펌프 주위)	· 증기발생기 Low Tap Level Sensor 점검 · RCP 진동 센서 점검
RCB 122'(1)	Steam Generator & RCP Area (증기발생기 및 냉각재 펌프 주위)	· 증기발생기 High Tap Level Sensor 점검 · RCP 진동 센서 점검 · RCP 권선온도 센서 점검
RCB 122'(2)	Steam Generator & RCP Area (증기발생기 및 냉각재 펌프 주위)	· 증기발생기 High Tap Level Sensor 점검 · RCP 진동 센서 점검 · RCP 권선온도 센서 점검
RCB 144'(1)	Refueling Pool Area (재장전수조 주위)	· Radiation Area Monitor Detector CEDM (제어봉 구동장치) 냉각팬 점검
RCB 144'(2)	Front of CV Entrance (원자로 건물 출입구)	· 작업 사전 준비

각 위치에서 감속구를 매번 교체하면서 7회씩 측정하였고, 선량율에 따른 시스템의 불감 시간을 고려하여 위치별로 측정 시간을 다르게 설정하였다. 정상운전 중인 원자로 건물내에서의 측정이므로 모든 장비는 비닐로 오염방지 포장을 하였고, BMS를 설치한 후 측정자는

저선량 구역으로 이동하여 작업을 수행하였다.

표 2에 Cd 덮개를 사용한 경우와 사용하지 않은 경우의 중성자선속 평가결과가 나와 있다. 이 표로부터 알 수 있는 바와 같이 Bare 검출기에 Cd 덮개를 사용하여 반응도를 측정할 후 BUNKI 코드로 unfolding하게 되면 144 ft의 경우 11.6~14.3%의 열중성자속이 존재하고 있는 것으로 나타나며, 122 ft의 경우에는 열중성자속의 비율이 23.9%에서 32.8%로 증가하는 것으로 나타난다. 따라서 BMS를 이용하여 중성자 스펙트럼을 측정할 경우에는 Cd 덮개를 사용하여야만 열중성자속을 측정해낼 수 있다.

표 2. Cd 덮개를 사용한 경우와 사용하지 않은 경우의 중성자 스펙트럼 측정결과 비교

측정위치	Cd 덮개 사용 여부	ϕ_{th} (n/cm ²)	ϕ_{ep} (n/cm ²)	ϕ_f (n/cm ²)	ϕ_{total} (n/cm ²)
144C	미사용	1.60E-7 (-)	4.19E+2 (70.9 %)	1.71E+2 (29.1%)	5.90E+2
	사 용	1.02E+2 (14.3%)	4.37E+2 (61.3%)	1.74E+2 (24.4%)	7.13E+2
144D	미사용	6.88E-1 (8.7%)	5.68E+0 (71.7%)	1.55E+0 (19.6%)	7.92E+0
	사 용	1.22E+0 (13.7%)	6.37E+0 (71.7%)	1.29E+0 (14.5%)	8.88E+0
144E	미사용	6.17E-3 (-)	5.28E+2 (69.1%)	2.37E+2 (30.9%)	7.65E+2
	사 용	1.06E+2 (11.6%)	5.60E+2 (61.2%)	2.49E+2 (27.3%)	9.15E+2
122D	미사용	1.09E+0 (23.9%)	3.10E+0 (67.5%)	3.94E-1 (8.6%)	4.59E+0
	사 용	2.59E+0 (32.8%)	5.01E+0 (63.5%)	2.93E-1 (3.7%)	7.90E+0

측정된 16 곳의 스펙트럼 중 스펙트럼의 유사성과 작업 위치를 고려하여 144 ft의 C, D, E와 122 ft의 D 등 4 곳을 대표지역으로 선정하여 중성자 선량평가를 수행하였다. 가동중인 원자로 건물내 측정지역중 주요 4개 위치는 그림 1과 2에 나타내었다.

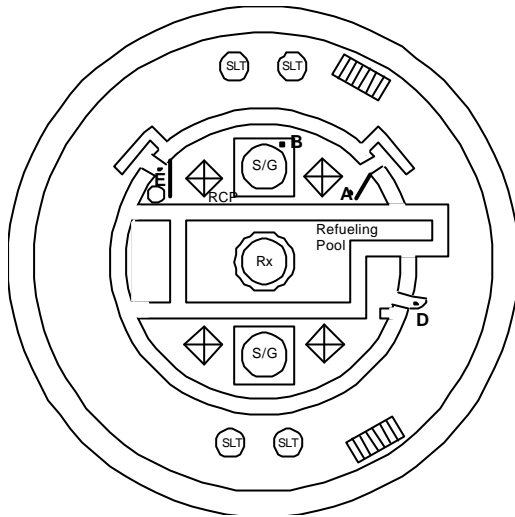


그림 1. 122 ft에서의 측정 위치

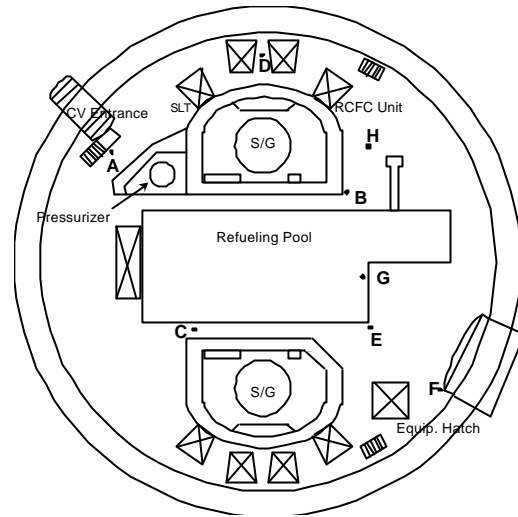


그림 2. 144ft에서의 측정 위치

4. 결과 및 토의

가압 경수로형 원전인 영광 원전의 BMS를 이용한 중성자 스펙트럼 분석 결과 100 ft의 경우 평균 중성자 에너지는 0.100~1.954 MeV, fluence는 $4.913E+2 \sim 1.478E+4$ n/cm², 선량은 0.56 ~ 289.37 mrem/hr의 분포를, 122 ft의 경우 평균 중성자 에너지는 0.122~0.320 MeV, fluence는 $4.586E+0 \sim 7.743E+3$ n/cm², 선량은 0.05~201.46 mrem/hr의 분포를, 144 ft의 경우 평균 중성자 에너지는 0.062~0.578 MeV, fluence는 $7.922E+0 \sim 1.703E+3$ n/cm², 선량은 0.10 ~ 45.58 mrem/hr의 분포를 보였다.

열중성자속의 분율이 모든 위치에서 10% 미만으로 측정되었으며 이는 사용한 BMS가 열중성자속 측정에 적합하지 않았음을 암시해준다. 외국의 문헌자료를 검토해보면 대체적으로 원자로 건물 내부의 경우 열중성자속이 15~20%에 달하는 것으로 알려져 있음에도 불구하고 본 측정에서 사용한 BMS로는 열중성자속의 분율이 1~10%에 불과한 것으로 미루어 보아 BMS의 측정 효율이 다소 낮아져 열중성자속을 분별해내지 못한 게 아니었나 판단된다. 예를 들어 열중성자에 대한 측정효율이 약간만 낮아지더라도 BUNKI 코드를 이용한 unfolding 기술의 특성상 고에너지 중성자속은 나타나지만 Bare 검출기로 측정한 결과들이 대부분 고속 중성자속에 의한 성분으로 해석되어 결국은 열중성자 성분이 존재하지 않는 것으로 해석하게 된다.

이러한 가능성을 확인하기 위하여 측정된 16 곳중 스펙트럼의 유사성과 작업 위치를 고려하여 144 ft의 C, D, E와 122 ft의 D 등 4 곳을 대표지역으로 선정하여 Bare 검출기에 Cd를 씌워 2차로 중성자 스펙트럼을 측정하였다. 2차 측정 시기는 1차 측정 시점과 크게 차이가 났기 때문에 두 결과를 비교해 볼 경우 열중성자속의 존재 유무뿐만 아니라 측정 시점에 따른 영향이나 측정 결과의 신뢰도 등을 알아볼 수 있는 좋은 기회가 되었다.

ICRP 60의 방사선 가중치를 이용하여 unfolding한 중성자 스펙트럼에 대한 중성자 선량을 평가하였으며 에너지 구간별 선량 및 총선량을 표3에 나타내었다. 4 곳의 대표지역에 대한 중성자 선량의 범위는 $1.13 \times 10^{-4} \sim 4.23 \times 10^{-2}$ μ Sv이다. 122D와 144D에서의 중성자 선량

이 다소 낮게 평가되었는데, 122D의 경우는 원자로에서 발생한 중성자가 bioshield 내에서 차폐되지 않고 산란되다가 bioshield를 지나며 차폐가 되었기 때문이다. 144ft는 bioshield가 없는 개방된 지역이고 특별한 차폐체가 없으므로 원자로 상부에서 유출된 중성자가 핵연료재장전조를 통해 유출되어 144ft 전체 지역으로 산란된다. 따라서 핵연료재장전조 주변인 144C, 144E는 높은 선량을 보여주고 있지만 외각지역인 144D는 낮은 선량을 보여준다.

표 3. 각 위치에서의 에너지 구간별 중성자 선량(μSv)

	144C	144D	144E	122D
< 0.5 eV	1.84×10^{-3}	1.75×10^{-5}	1.98×10^{-3}	4.21×10^{-5}
0.5 eV ~ 1 keV	4.14×10^{-4}	5.18×10^{-6}	5.26×10^{-4}	5.36×10^{-6}
1 ~ 10 keV	8.17×10^{-4}	1.92×10^{-6}	1.09×10^{-4}	4.80×10^{-6}
10 ~ 100 keV	5.90×10^{-4}	7.65×10^{-6}	8.06×10^{-4}	1.81×10^{-6}
100 keV ~ 1 MeV	1.32×10^{-2}	1.30×10^{-6}	2.12×10^{-2}	7.36×10^{-6}
> 1 MeV	9.96×10^{-3}	9.56×10^{-5}	1.19×10^{-2}	3.19×10^{-6}
Total	3.05×10^{-2}	2.05×10^{-4}	4.23×10^{-2}	1.13×10^{-4}

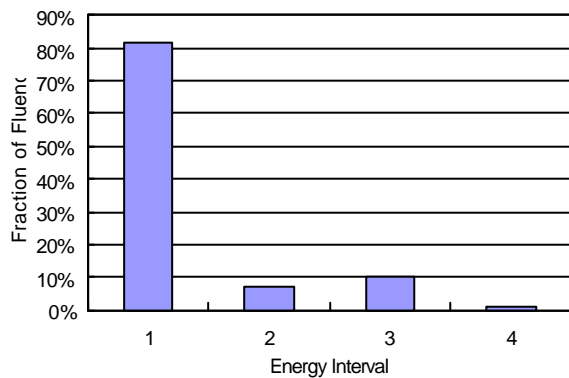


그림 3. 144ft C에서의 중성자 fluence 분율

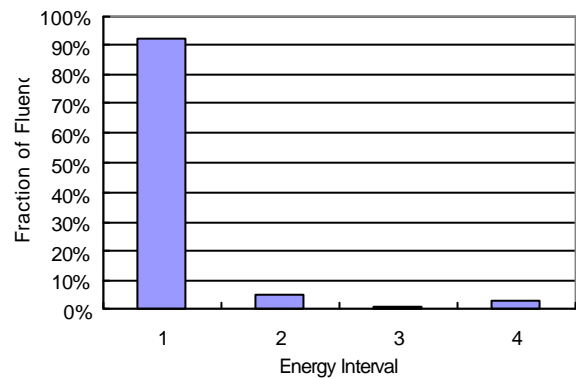


그림 4. 144ft D에서의 중성자 fluence 분율

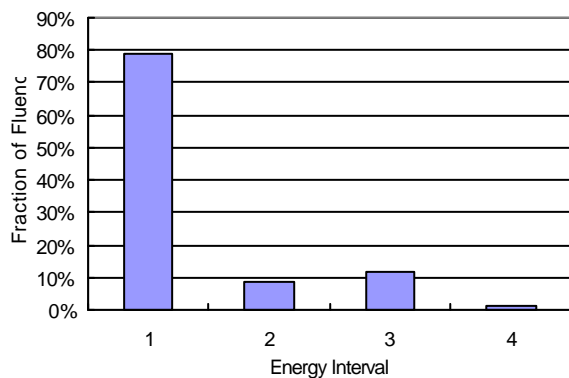


그림 5. 144ft E에서의 중성자 fluence 분율

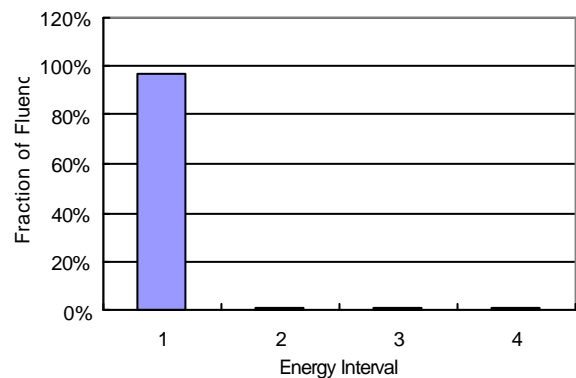


그림 6. 122ft D에서의 중성자 fluence 분율

그림 3 ~ 6은 각 대표 지역의 중성자 fluence 분율을 나타내는 것으로 x 축의 1, 2, 3, 4는 각각 10 keV 이하, 10 keV ~ 100 keV, 100 keV ~ 2 MeV, 2 MeV ~ 20 MeV의 에너지 구간을 나타낸다. 핵연료재장전조 주변의 개방된 영역인 144C와 144E의 경우 약 80%의 fluence가 10 keV 이하의 에너지를 가진 중성자에 기인하고 나머지는 10 keV 이상의 에너지를 가진 중성자에 기인한다. 반면 bioshield 외각인 122D의 경우에는 중성자의 감속이 커서 약 97%의 fluence가 10 keV이하의 저에너지 중성자에 기인함을 알 수 있다. 또한 144ft의 외각지역인 144D의 경우에는 핵연료재장전조를 통하여 유출된 중성자가 측정위치까지 수송되며 주변 구조물에 의해 감속되어 10 keV 이하의 저에너지 중성자가 fluence에 기인함을 알 수 있다.

표 4는 네 곳의 대표지역에서 측정한 중성자 스펙트럼을 이용해 ICRP 26의 선질계수와 ICRP 60의 방사선 가중치에 의해 평가된 중성자 선량이다. 방사선 가중치가 5로 감소한 10 keV 이하의 fluence가 각각 93%, 97%를 차지하는 144D와 122D의 경우 H_{26} 은 H_{60} 에 비해 중성자 선량이 각각 23%, 28% 증가했다. 이는 원자로에서 유출된 중성자가 감속이 덜 된 지역 즉 중성자 속이 높은 지역에서는 ICRP 60의 방사선 가중치를 적용함에 따라 중성자 선량이 증가함을 보여주고, 감속이 많이 되어 중성자 속이 낮은 지역에서는 감소함을 보여준다.

표 4. ICRP 26과 ICRP 60에 근거한 중성자 선량(Sv)

	144C	144D	144E	122D
H_{26}	2.47×10^{-8}	2.69×10^{-10}	3.30×10^{-8}	1.46×10^{-12}
H_{60}	3.05×10^{-8}	2.05×10^{-10}	4.23×10^{-8}	1.13×10^{-10}

7. 결론 및 향후 연구

ICRP 60에 근거한 중성자 선량평가를 수행하기 위해 영광원전 4호기의 주요 중성자 피폭 예상지역의 중성자 에너지 스펙트럼을 BMS를 이용해 측정하였다. 측정 중성자 스펙트럼을 이용하여 선량평가를 수행한 결과, ICRP 60의 방사선 가중치를 적용하면 ICRP 26의 선질계수를 적용한 것에 비해 중성자속이 높은 곳에서는 중성자 선량이 증가하고 중성자속이 낮은 지역에서는 중성자 선량이 감소했다. 이는 ICRP 60의 방사선 가중치를 적용할 때 중성자 선량평가에 어려움이 따름을 말해준다. 또한 ICRP 60의 권고사항이 이미 원자력 관계 법령에 적용되었으므로, 구간별로 다른 중성자 방사선 가중치를 이용하여 선량평가를 수행하여야 하는데 따라서 현재 주로 사용되고 있는 열형광선량계의 알고리즘에 대한 개선이 필요하다. 하향조정된 선량제한치 때문에 고중성자장에서의 작업 또한 현재보다는 제한적이어야 한다.

중성자의 경우 열중성자에서 핵융합반응에서 생성되는 중성자 에너지에 이르기까지 광범위한 에너지 영역에 걸쳐 분포하기 때문에 만족스럽게 반응하는 검출기가 존재하지 않을 뿐만 아니라 에너지에 따라 큰 폭으로 변화하는 선량환산인자로 인하여 정확한 선량의 측정 및

평가를 위한 에너지 스펙트럼의 측정은 필수적이다. 또한 중성자 에너지 스펙트럼은 각 위치에서 고유하기 때문에 각 원전별로 정확한 중성자 에너지 스펙트럼을 측정하고 열형광선량계 판독 알고리즘을 개선하여 원전의 중성자 선량평가에 적용해야 한다.

참 고 문 헌

1. ICRP, 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, Publication 60(1990)
2. 과학기술부고시 제98-12호, "방사선량 등을 정하는 기준"(1998)
3. G.W.R. Endres, J.M. Aldrich, L.W. Brackenbuch and L.G. Faust, "Neutron Dosimetry at Commercial Nuclear Plants", PNL-3883(1981)
4. J.C. Nunes, A.J. Waker and M. Lieskovsky, "Neutron Fields Inside Containment of A CANDU 600-Phwr Power Plant", Health Physics, Vol. 71, No. 2(1996)
5. 장시영외, "방사선 방어 및 측정기술 개발", 과학기술처, KAERI/RR-1512/94(1994)
6. R.S. Sanna, "Thirty One Group Response Matrices for the Multisphere Neutron Spectrometer Over the Energy Ranges from thermal to 400 MeV", Health and Safety Lab, U.S. Atomic Energy Commission, NY, HASL-267(1973)
7. K.A. Lowry and T.L. Johnson, "Modification Recursion Unfolding Algorithms and Computer Codes to find more Appropriate Neutron Spectra", NRL MR-5340(1984)