

PWR 발전소에서의 방사선장 특성

송명재 · 김희근 · 김봉환* · 장시영*

한국전력공사 기술연구원, 한국원자력연구소*

요 약

국내 원전의 주종인 가압경수로를 대상으로 스펙트로메트리 기법에 의한 감마, 중성자 그리고 베타 방사선장에 대한 특성조사를 수행하였다.

감마선장의 경우, HPGe 반도체 검출기로 구성된 휴대용 감마 스펙트로메타를 사용하여 측정된 결과, 평균 에너지 값의 분포는 가동정지중일 때 원전의 격납용기내에서 440~780 keV, 가동중일 때 원전의 보조건물내에서 280~760 keV로 나타났다.

가동중인 원전의 격납용기내 operation deck를 중심으로 5개 지점에 대하여 BMSS (Bonner Multiple Spectrometry System)을 사용하여 중성자선장을 조사하였다. BUNKI 코드를 사용하여 측정스펙트럼을 분해하였으며, 측정 장소에서의 평균 에너지 값의 분포는 20~210 keV 이었다.

베타피폭원인 오염에 대하여 가동정지 상태인 원전의 격납용기내와 보조건물의 총 14개 지점의 고방사성 오염지역에서 smearing 시료를 채취하여 표면장벽형 Si 반도체검출기를 사용하여 에너지 스펙트럼을 측정하였다. 그 결과 부식생성물 ^{60}Co 에 의한 베타 에너지가 지배적인 것으로 나타났다.

Keywords : 방사선장, 감마(광자), 중성자, 베타, 스펙트로메타, BMSS

서 론

원자력발전소에서의 방사선피폭은 방사선작업장 환경 및 작업특성에 따라 그 형태가 다양하게 나타나기 때문에, 방사선작업자의 피폭선량을 정확하게 평가하기 위하여 각종 개인 선량계 및 모니터링 장비를 사용하고 있다. 그러나 이러한 기기들의 사용 혹은 선량평가 방법의 적용 등이 효과적으로 이루어지기 위하여 반드시 해당 방

사선장에 대한 이해가 선행되어야 한다.

1980년대에 이미 원자력 선진국들은 원자력발전소를 비롯하여 각종 핵시설에서 방사선측정장비를 사용하여 방사선량을 평가하는 과정에서 스펙트로메트리 기법을 사용하기 시작했다.[1, 2, 3] 방사선 모니터링의 요체인 방사선량평가는 방사선의 종류와 에너지에 따라 적절한 선량환산인자의 적용으로 그 결과가 좌우되며, 이를 위하여 해당 방사선장의 에너지 스펙트럼을 측정하는 것

이 필요하다. 따라서 본 측정에서도 국내 원전의 대부분인 가압경수로를 대상으로 스펙트로메트리 기법에 의한 감마, 중성자 그리고 베타방사선장에 대한 특성조사를 수행하였다.

감마선장의 경우는 에너지 분해능이 우수한 반도체 검출기를 사용하여 스펙트럼을 측정하지만 검출효율과 사용상의 편리함때문에 섬광검출기를 사용하기도 한다.[4] 중성자 에너지 스펙트럼은 다중 가속구내에 섬광체 또는 비례계수관으로 스펙트로메타를 구성하는 것이 일반적이며[2, 5, 6], 베타선장은 반도체 검출기를 사용한다[3].

휴대용 감마스펙트로메타를 사용하여 100% 출력운전중인 원전 2기의 경우에 보조건물내에서, 그리고 정기보수공사로 운전정지중인 원전 1기의 격납용기내에서 감마에너지 스펙트럼을 측정하였다.

원전의 가동중에는 격납용기내 방사선 작업자의 출입이 통제되고 있지만, 그럼에도 불구하고 긴급 보수 또는 점검을 위하여 불가피하게 출입하게 될 경우가 발생한다. 지역에 따라 차이는 있으나, 이 경우 피폭이 감마선뿐만 아니라 중성자선에 의해서도 일어나므로 중성자에 대한 모니터링이 필수적이다. 따라서 가동중 격납용기내 출입을 가정하여, 작업자의 접근지역을 방사선 피폭가능지점으로 설정하여 중성자선장 특성조사를 수행하였다.

원자력발전소 방사선 작업환경내 베타선 에너지 스펙트럼을 측정하는 주요 목적은 고에너지 베타선의 존재여부를 밝혀 내는데 있다. 방사선 피폭의 주를 이루는 작업인 원전의 정기 보수 및 점검시와 가동정지된 원전에 대하여 베타선장 특성조사를 수행하였다.

방사선 작업구역에서의 방사선 종류별 에너지 분포를 조사한 본 결과는 향후 방사선방어 모니터링 프로그램의 수립, 검토 그리고 추진에 많은 도움을 제공하게 될 것이다.

측 정 방 법

1. 감마선장

감마선장의 에너지분포를 측정하기 위하여 HPGe 반도체 검출기를 사용한 휴대용 감마스펙트로메타를 구성하였다. 측정장소마다 휴대용 검출기 및 다중과고분석기를 이동, 설치하였으며, 측정된 스펙트럼은 자기테이프에 저장한 뒤 재생하여 분석자료로 사용하였다. 고선량으로 인한 반도체 검출기의 포화상태를 방지하기 위하여 공간방사선량이 7mR/hr 이하인 지역에 한하여 대상지점을 선택하였다. 측정을 시작하기 전에 매번 저준위 방사선구역에서 표준 감마선원(¹³³Ba, ¹³⁷Cs, ⁶⁰Co, ⁸⁸Y 등)을 이용하여 감마선 에너지를 보정하였고, 오염지역에서의 장비오염을 방지하기 위하여 비닐로 완전 포장한 뒤 현장조사에 투입하였다.

반도체 검출기로는 End Coaxial HPGe Detector (GEM-13190-p, EG & G ORTEC)를 휴대용 다중과고분석기로는 PMCA-7500B(EG & G ORTEC)를, 그리고 자료분석 및 처리를 위하여 Canberra 사의 MCA35와 PC 등을 사용하였다.

측정된 감마에너지 스펙트럼은 감마선 에너지에 대한 반도체 검출기의 반응값이지 실제의 에너지 스펙트럼은 아니다. 따라서 감마선 에너지에 대한 검출기의 검출효율, 반도체결정내 감마선의 콤프턴 산란기여분, 고에너지 감마선에 의한 결정내 전자의 단일이탈 및 이중이탈(single and double escape)에 의한 에너지 손실 등을 조정하여 측정 스펙트럼에 대한 실제 에너지분포를 밝혀낼 수 있다.

본 측정에서는 Hajnal과 Klusek의 반도체 검출기의 감마선 검출효율에 관한 준실험식[7]과 감마 에너지에 대한 반도체 검출기의 반응함수값[8]을 사용하여 측정 스펙트럼을 분해(unfolding)하였다.

본 측정의 목적이 특정 감마선장에서의 평균 감마선에너지값과 주요 검출 방사성 핵종을 밝혀

내는데 있으므로 전술한 검출기의 검출효율과 콤프턴산란 등을 보정한 반응함수값을 이용하여 측정된 파고분포값으로부터 에너지 분포를 구하였다.

2. 중성자선장

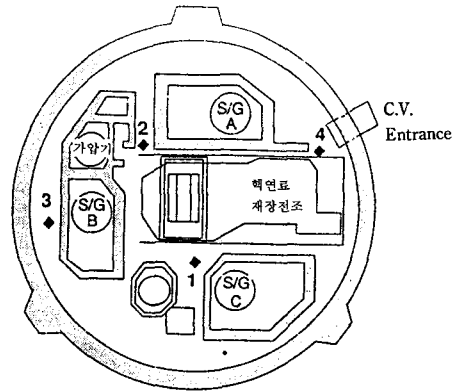
본 측정에 사용한 중성자 스펙트로메타는 6개의 폴리에틸렌 감속구와 열중성자 검출용 ${}^6\text{LiI}(\text{Eu})$ 섬광체로 구성된 BMSS(Bonner Multiple Sphere Spectrometer) [9] 이다. 중성자 검출기는 ${}^6\text{LiI}(\text{Eu})$ 의 크기가 직경 4mm 이고 두께가 4mm이며, 광파이프와 광전증배관이 일체로 구성되어 있다. 중성자 감속용으로 2", 3", 5", 8", 10", 12", 의 폴리에틸렌 감속구와 열중성자 차단용으로 1mm 두께의 Cd 덮개를 병행하여 사용하였다. 모든 측정자료는 휴대용 다중파고분석기로 얻었으며, 자기테이프에 저장한 뒤 재생하여 분석하였다. 측정지점은 발전소 방사선관리 담당자와의 협의를 거쳐 결정되었다.

가동중 격납용기내 투입인원의 통상적인 경로, 측정자의 과피폭방지 그리고 장비의 손상방지 등을 고려하여 operation deck내 4개 지점과 mid-level의 1개 지점을 대상으로 측정하였다. 각 측정지점은 그림 1과 같으며, 감속구와 Cd 덮개를 매번 교체하면서 8회씩 측정하였고, 선량율에 따라 시스템의 불감시간을 고려하여 장소마다 측정시간을 다르게 설정하였다. 그림 1의 위치 1, 2, 5에서 1분, 위치 3에서 5분, 그리고 위치 4에서 1.5분간 측정하였으며, 시스템을 설치한 후 측정자는 저선량구역으로 이동하여 대기하였다. 가동중 격납용기내에서의 측정이므로 모든 장비는 이중으로 오염방지 포장을 하였으며, 측정자들도 방호복외에 추가로 비닐방호복과 반면마스크를 착용하였다.

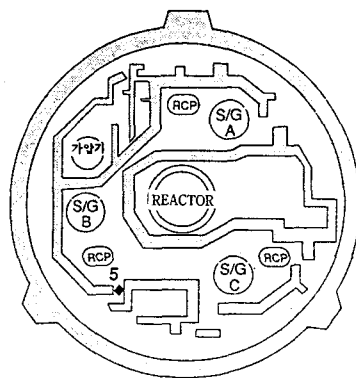
BMSS의 교정은 한국원자력연구소가 보유하고 있는 중성자선원 ${}^{241}\text{Am-Be}$ 을 사용하여 수행하였다. 중성자선원의 방출율은 6.6×10^6 neutrons/s.

('84. 1. 12 현재)이며, 실내 구조물에 의한 산란 효과를 최소화하기 위하여 개활공간에서 교정실험을 하였다. BMSS 시스템의 중성자선속에 대한 교정인자는 1.43이며, 검출기 반응함수로 HASL-267의 반응격자(response matrix) [10] 를, 그리고 unfolding 프로그램으로 BUNKI 코드 [11, 12]를 사용하였다.

감마선과 중성자선의 혼합 방사선장에서 BMSS로 측정된 원시 스펙트럼은 그림 2와 같으며, 열중성자반응 피이크, ${}^6\text{Li}(n, \alpha){}^3\text{H}$ peak, 면적의 순계수값만을 BUNKI 코드의 입력자료로 사용한다.



Operation deck measurement locations.



Mid-level measurement location.

Fig. 1. Five locations of neutron field measurements.

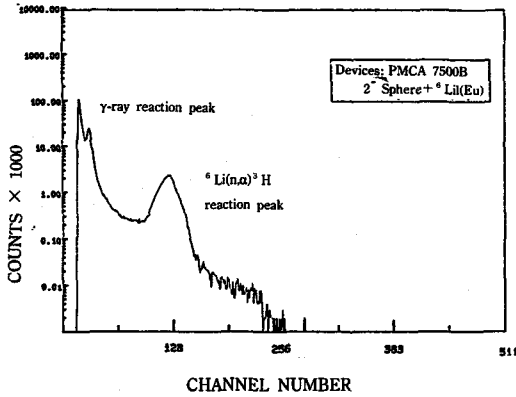


Fig. 2 Pulse height distribution obtained with BMSS in this measurement.

3. 베타선장

표면장벽형 Si 반도체 검출기를 사용하여 베타 에너지 스펙트럼을 측정하였다[13]. 장비의 방사성 오염 및 가동중 원전의 경우 중성자선에 의한 검출기의 손상문제로 인하여 원전의 정기보수기간중인 운전정지상태의 격납용기와 보조건물내 고오염지역의 smearing 시료를 채취하여 측정하였다.

모든 측정은 검출기 표면에서 1cm 떨어진 거리에 루싸이트 지지대를 설치하여 시료를 측정하였으며, ¹⁴C과 ⁹⁰Sr 베타 기준선원을 제작하여 스펙트로메타를 교정하였다.

순수한 베타성분만의 에너지 스펙트럼을 얻기 위하여, 10mm 두께의 루싸이트 베타 흡수체를 사용하여 감마성분만의 스펙트럼을 측정하고, 이를 흡수체가 없을 경우의 (베타 + 감마성분)의 스펙트럼에서 빼주었다.

교정용 순수 베타선원의 부족으로 두 지점만의 end point 에너지 값을 사용하여 스펙트로메타를 교정하였다. 그림 3이 베타 에너지에 대한 검출기의 반응값이며, 이 그림에서의 end point가 각 순수 베타선원의 최대 에너지 값이다. 격납용기내 6개 지점과 보조건물내 8개 지점의 총 14개의 시

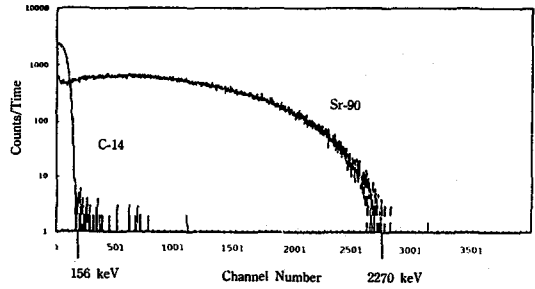


Fig. 3. Energy response of the beta spectrometer used in this measurement.

료로 측정을 하였으나, 시료의 방사능준위가 낮은 것으로 보조 건물 2개 지점에서만 베타 에너지 스펙트럼을 얻을 수 있었다.

측정결과 및 검토

휴대용 다중과고분석기로 측정된 스펙트럼과 검출기의 검출효율과 반응함수로 보정하여 구한 에너지 분포의 예를 그림 4~6에 나타냈다. 측정 스펙트럼에 주요 검출 핵종을 요약했으며, 측정 대상으로 선택하였던 3기의 발전소를 A, B, C로 구분하여 총 23개 지역에 대한 방사선환경 및 평균 에너지값을 표 1에 기술하였다. 발전소별 평균 에너지값의 분포는 발전소 A의 경우에 436.78~783.57 keV, 발전소 B의 경우에 346.68~760.22 keV, 그리고 발전소 C의 경우에 279.91~638.82 keV로 각각 나타났다. 측정당시 최장의 운전이력을 갖는 원전은 A의 경우로 12.5년이었으며, B와 C는 각각 7년과 5년이였다. 원전의 운전이력을 고려할 때 평균에너지 값의 뚜렷한 차이를 발견할 수 없었으며, 정확한 감마선장 특성을 파악하기 위하여 향후 보다 많은 측정지점과 직접 비교가 가능한 유사지점들을 선정하여 측정결과들을 자료화할 필요가 있다.

계산된 평균 에너지 값은 지역의 방사선량율과

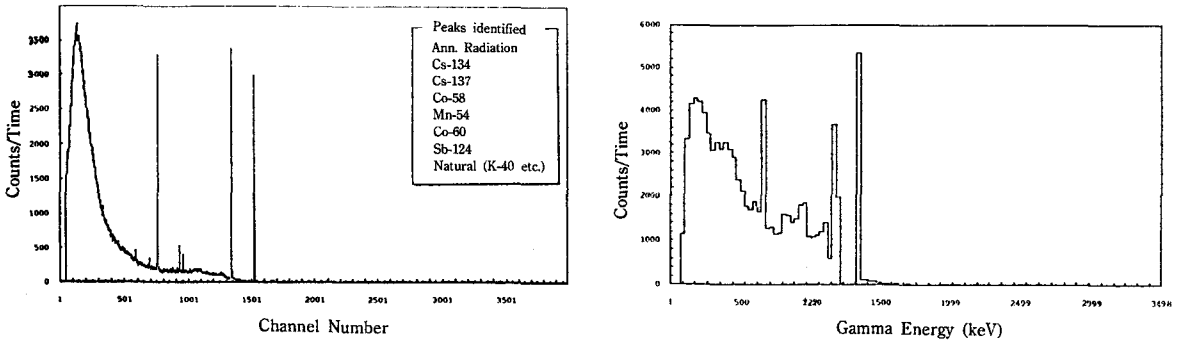


Fig. 4 Pulse height(left) and photon energy(right) distribution at the RCP pipe, shutdown NPP A-3.

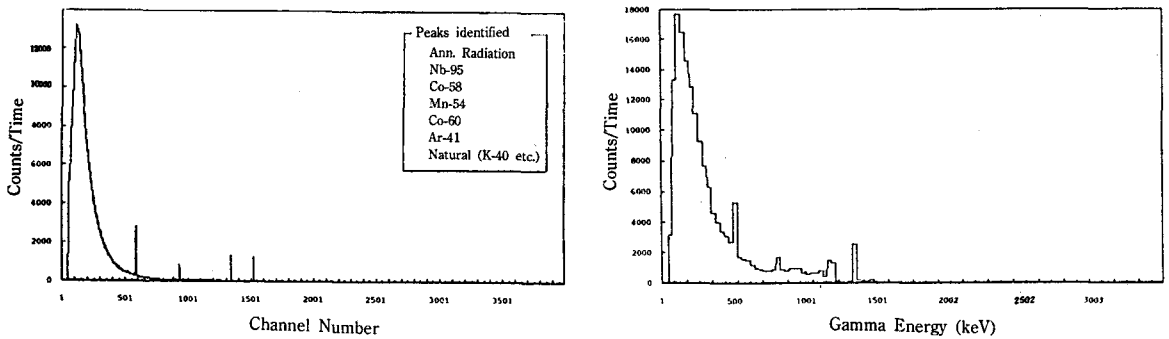


Fig. 5 Pulse height(left) and photon energy(right) distribution at the letdown line of C/V, operating NPP B-7.

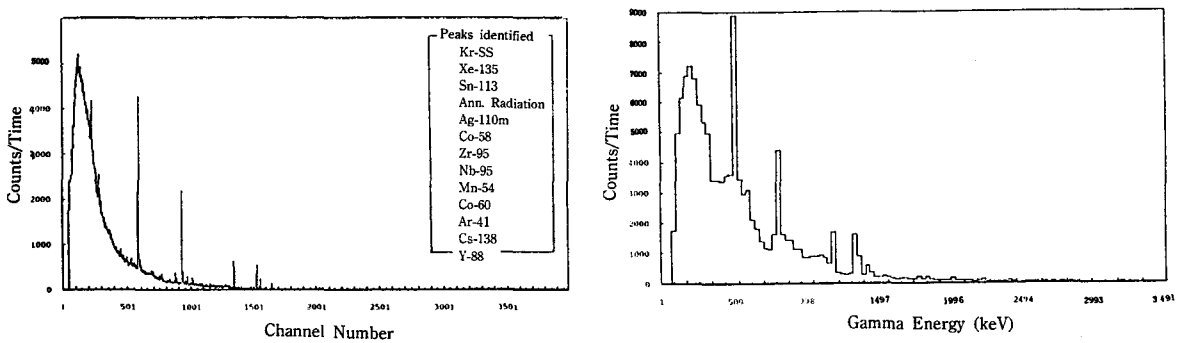


Fig. 6. Pulse height(left) and photon energy(right) distribution at the valve penetration room(100ft), operating NPP C-3.

는 무관하며 방사선원의 에너지 분포로 대표값을 갖게 되는데, 선원향 주변의 구조물질에 의한 감마선 에너지의 감쇄효과를 발견해 낼 수 있는 자료이다. 따라서 발전소내 방사선 작업구역에서의

감마선장 특성조사는 해당 지역에서 감마선에너지 분포에 따른 평균 에너지값으로 설명될 수 있으며, 표 1의 평균에너지 영역이 해당 방사선장에서 주요 감마선 피폭원이 됨을 의미한다.

Table 1. Average gamma energy at the measurement location.

	Location	Ave. energy (keV)	Dose rate (mR/h)
No.	C/V of PWR A : shutdown		
A-1*	Counting room	722.39	0.01
2	Pressurizer room	671.79	0.7
3	RCP pipe	593.86	3
4	Behind S/G and pressurizer	652.45	5~10
5	Discharge pump of coolant	634.01	5~7
6	Entrance of reheat exchanger	436.78	2.5~4
7	Entrance of C/V	783.57	0.7
8*	Laundry room	669.56	0.01
No.	Auxiliary building of PWR B : operating		
B-1	Corridor of circular pump charge room B	715.79	0.04~1
2	Charge pump room	660.60	0.4
3	Pump room A of retained heat removal	553.68	1
4	Pump room B	617.57	1
5	Liquid waste evaporator	390.06	2
6	Liquid waste collection tank	760.22	7
7	Letdown line of C/V	346.68	2
No.	Auxiliary building of PWR C : operating		
C-1	Demineralizer room(100 ft)	561.85	1.5
2	Detector of defective nuclear fuel	542.42	1.5
3	Valve penetration room	578.87	1.5
4	Valve room(88 ft)	522.69	1.5
5	Valve room(74 ft)	279.91	1.5
6	Corridor of valve room	638.82	1.5
7*	DRMS Room(100 ft)	679.63	0.01
8*	Entrance hall of auxiliary building	803.67	0.01

* Clean areas ; these were excluded in calculation of average energy.

Table 2. Average neutron energy, effective energy, dose equivalent rate and dose contribution at the measurement location.

Location	Ave. energy (keV)	Effective energy (keV)	Dose equivalent rate (mrem/hr)	Dose contribution(%) ^a	
				En. ≥ 450 keV	En. ≥ 1 MeV
1	206.4	417.3	103.38	41.4	2.05
2	99.5	256.0	54.68	21.1	0.9
3	17.3	31.9	0.49	2.6e-03 ^b	5.0e-05
4	80.1	241.3	28.98	15.3	0.5
5	78.8	263.4	91.38	19.9	0.8

a : Percentile contribution of neutron which is above the energy, En, to total dose equivalent.

b : 2.6e-03 ≡ 2.6 × 10⁻³

저에너지 감마선은 선원항의 방사성 붕괴에 의한 성분외에 방사선 차폐물에 따른 주에너지(primary energy) 감마선의 산란기여분으로 구분된다. 감마 방사선에 의한 피폭선량계산시 저에너지 감마선(40-200 keV)의 선량 환산인자가 1보다 크다는 사실을 감안한다면 [14], 정확한 감마선장 측정을 통하여 평균 에너지뿐만 아니라 저에너지 감마선에 대한 기여분을 밝혀내는 것이 방사선 모니터링 프로그램 측면에서 매우 중요한 일이라 할 수 있다.

가동중 발전소 격납용기내 operation deck를 중심으로 하여 측정된 5개 지점의 중성자 에너지 스펙트럼을 그림 7에 나타내었으며, 평균에너지, 유효에너지, 선량당량을, 그리고 총 선량에 대한 중성자 에너지별 선량기여분을 표 2에 요약했다. 이 때의 선량당량 계산을 위한 환산인자로 ANSI/ANS-6.1.1 [15]의 것을 사용하였다. 5개 지점에서의 평균 에너지 분포는 17.3~206.4 keV이며, 측정지점 2, 4, 5에서 유사한 형태의 에너지분포를 갖는 것으로 밝혀졌다.

측정위치 1을 제외하면, 1 MeV 이상의 고에너지 중성자에 의한 선량 기여분은 1% 미만의 극히 미미한 값으로 나타났다. 중성자에너지 스펙트럼의 경향은 측정지점 혹은 측정조건에 따라 변할

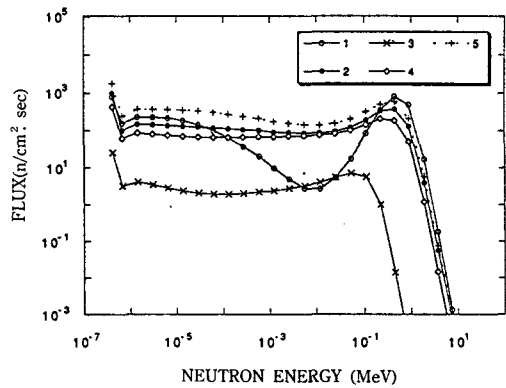


Fig. 7. Neutron flux density versus energy measured in this measurement.

수 있다. 운전출력수준과 측정 지점의 환경조건 및 측정상의 어려움 등이 주요 원인이 되는데, 측정지점 1과 3이 지점 2, 4, 5와 다른 형태의 에너지스펙트럼을 갖는 것이 그 예라 할 수 있다. 위치 3은 reactor cavity, S/G 등에 대하여 중성자선 차폐가 이루어진 곳으로 0.49 mrem/hr의 중성자선량당량을 기록했으며 최대 에너지 450 keV 이상의 중성자에 의한 선량기여분이 2.6×10⁻³%으로 대부분의 고에너지 중성자가 구조물에 의하여 차폐, 산란되고 있음을 보여주고 있다.

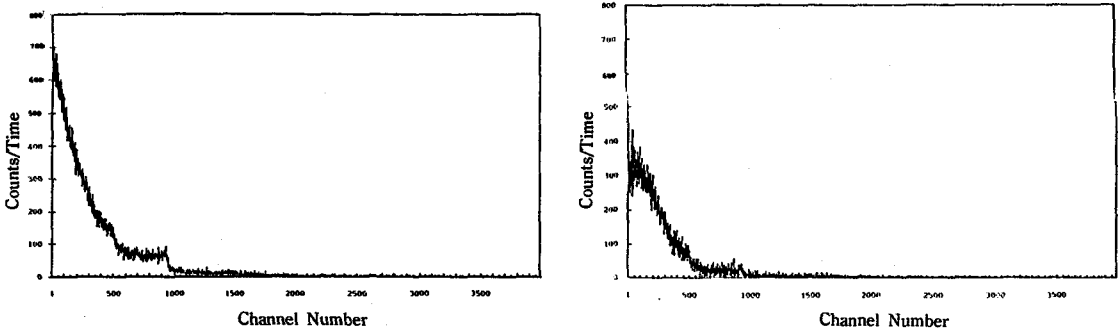


Fig. 8. Energy spectra of beta + gamma(left) and beta only(right) at the liquid waste tank room of auxiliary building, 12 hours measurement.

유사 선량당량을 수준인 mid-level(지점 5)에 비하여 operation deck 위치 1에서 고에너지 중성자 분포가 큰 것은 격납용기내 중성자흐름(neutron streaming)의 효과에 기인하고 있음을 보여주고 있다. 격납용기내 중성자의 흐름은 원자로에서 cavity를 통하여 상부로 진행하면서 산란되어 operation deck에로의 중성자 선장을 형성한다. 측정위치 1을 제외하면 모든 지역에서 평균에너지는 100keV 이하이며, 450 keV 이상의 중성자에 의한 선량기여분은 약 20%미만으로, 가동중 격납용기내 피폭가능지점에서의 주요 피폭 선원은 저에너지 중성자에 기인하는 것으로 판단된다. 선량환산인자와 총 선량당량에 대한 기여분을 고려한 유효에너지 값으로 비추어 보아도 250 keV~420keV의 중성자가 격납용기내 피폭 선량에 지배적인 영향을 미침을 알 수 있다.

그림 8은 측정된 (베타+감마 성분) 및 베타 성분만의 스펙트럼이다. 발전소에서 베타선에 의한 방사선피폭은 부식생성물의 ^{60}Co 에서 방출되는 저에너지 베타선(최대 에너지: 316 keV)과 핵분열 생성물인 $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$, $^{106}\text{Rh}/^{106}\text{Ru}$ 에서 방출되는 고에너지 베타선(최대 에너지: 각각 2.3 MeV, 3.5MeV)이다. 본 측정에서는 부식생성물 ^{60}Co 에 의한 저에너지 베타선의 성분은 나타나고 있으나 핵분열 생성물에 의한 고에너지 성분은

거의 없는 것으로 나타났다.

베타선장을 측정하기 위하여 가동중지 상태의 발전소를 방문하였을때가 정기점검 및 보수공사 준공일로 실제의 작업환경과는 차이가 있는 시료채취가 이루어졌다. 발전소내 작업환경의 대부분이 청결한 상태였기 때문에 저준위 방사성 시료의 측정상 많은 어려움이 있었다. 따라서 베타 에너지 측정을 위한 시료채취는 발전소 보수공사 초기단계에 분석용 시료채취를 수행하여야 한다.

결 론

국내 원자력발전소의 상업운전이 시작된 이래 최초로 발전소내 방사선에 대한 특성조사를 수행하였다.

감마선, 중성자선, 베타선으로 구분하여 수행한 본 조사결과는 해당 방사선을 측정하기 위한 각종 모니터링 장비 및 개인 선량계의 운영에 많은 도움을 주게 될 것이다. 감마선과 중성자선의 경우에 주요 방사선 피폭에너지 영역이 비교적 낮은 방사선원이었음을 감안하면, 개인 선량계 및 서베이미터류와 같은 기구들의 교정에너지 영역 및 교정인자의 적용에 더욱 많은 연구가 기울여져야 한다.

본 특성조사의 경험과 결과를 바탕으로 향후

가동중 격납용기내에서 스펙트로메트리 기법을 사용하여 감마선장과 베타선장의 에너지분포를 측정하여 고에너지 방사선원의 기여분을 밝혀낼 필요가 있다. 또한 사용중인 선량계와 모니터링 장비에 대하여 해당 방사선장에 대한 반응도를 병행하여 규명하는 일이 중요하다.

현장 방사선장 특성조사의 방법과 결과는 앞으로 유사한 측정조사 및 발전소 방사선 방어 프로그램의 추진에 많은 정보를 제공하게 될 것이다.

참 고 문 헌

1. P. L. Roberson et al., "Spectral and Dosimetric Measurements of Photon Fields at Commercial Nuclear Site," Pacific Northwest Laboratory Report PNL-4915(1984).
2. G. W. Endres et al., "Neutron Dosimetry at Commercial Nuclear Plants. Final Report of Subtask A: Reactor Containment Measurement," Pacific Northwest Laboratory Report PNL-3685(1981).
3. L. A. Rathbun et al., "Beta Particle Measurement and Dosimetry at NRC-Licensed Facilities," Pacific Northwest Laboratory Report PNL-4886(1984).
4. S. Wada et al., "Measurement and evaluation of dose equivalent at 10mm depth of the ICRU sphere in nuclear power stations," 保健物理 25, 135~145(in Japanese) (1990).
5. P. Sujak et al., "Energy spectra of stray neutron fields at PWR nuclear power plants," Rad. Prot. Dosim. 19(3), 179~182(1987).
6. R. Birch et al., "Measurement of the neutron spectrum inside the containment building of a PWR", Rad. Prot. Dosim. 23(1/4), 281~284 (1988).
7. F. Hajnal and C. Klusek, "Semi-empirical efficiency equations for Ge(Li) detector," Nucl. Instr. and Meth. 122, 559~565 (1974).
8. W. W. Seelentag and W. Panzer, "Stripping of X-ray bremsstrahlung spectra up to 300 keV on a desk type computer," Phys. Med. Biol. 24(4), 767~780 (1979).
9. R. L. Bramblett, R. I. Ewing and T. W. Bonner, "A new type of neutron spectrometer," Nucl. Instr. and Meth. 9, 1~12 (1960).
10. R. S. Sanna, "Thirty-one Group Response Matrices for the Multisphere Neutron Spectrometer Over the Energy Range Thermal to 400 MeV," HASL-267(New York, NY: Health and Safety Laboratory, U. S. Atomic Energy Commission) (1973).
11. K. A. Lowry and T. J. Johnson, "Modifications to Iterative Recursion Unfolding Algorithms and Computer Codes to Find More Appropriate Neutron Spectra," NRL-MR 5340(Washington C. C. : Naval Research Laboratory, U. S. Depart. of Navy) (1984).
12. N. F. Hertel, "BUNKI and Associated Plotting Routine," BUNKIPLT, S/W Package HP-056-S86 Health Phys. 50(6) (1986).
13. C. T. Prevo and J. L. Cate, "A practical solid state beta spectrometer," Nucl. Instr. and Meth. 55, 173~176(1967).
14. ANSI, "American National Standard for Dosimetry-Personnel Dosimetry Performance Criteria for Testing," ANSI N13. 11(New York, NY: American National Standards Institute) (1983).
15. American Nuclear Society Committee Working Group, "Neutron and Gamma-Ray Flux-to Dose-Rate Factors," ANSI/ANS-6.1 1(American Nuclear Society) (1977).

Radiation Field in PWR Plants

Myung-Jae Song, Hee-Keun Kim*
Bong-Hwan Kim, Si-Young Chang**

*Research Center, Korea Electric Power Corporation**
*Korea Atomic Energy Research Institute***

ABSTRACT

Photon, neutron and beta radiation fields were measured at PWR plants which are the representative types of nuclear power plant operated in Korea.

The photon energy spectra were measured at locations in the auxiliary building during operation period and in the containment vessel(C/V) during shutdown period using a portable gamma spectrometer with a HPGe detector. The distribution of average energy was found to range from 440 to 780 keV in the C/V and from 280 keV to 760 keV in the auxiliary building, respectively.

The average neutron energy measured at the five locations around the operation deck in the C/V in operation using a BMSS (Bonner Multi-Sphere Spectrometer) ranged from 20 keV to 210 keV. A computer code, BUNKI was used to unfold the spectrum.

The beta energy spectra in the C/V and in the auxiliary building in annual outage were determined using 14 smear samples taken from the highly contaminated areas. The analysis showed that the representative corrosion product, ^{60}Co made main contribution to the beta energy field.

Keywords : Radiation field, Photon, Neutron, Beta, Spectrometer, BMSS