

Evaluation of Residual Radiation and Radioactivity Level of TRIGA Mark-II, III Research Reactor Facilities for Safe Decommissioning

B. J. Lee, S. Y. Chang, S. K. Park, W. S. Jung, K. J. Jung
Korea Atomic Energy Research Institute

TRIGA Mark-II, III 연구로 시설의 폐로를 위한 시설내 잔류 방사선/능 평가

이봉재 · 장시영 · 박승국 · 정운수 · 정기정

한국원자력연구소

(1999년 5월 31일 접수, 1999년 8월 12일 채택)

Abstract - Residual radiation and radioactivity level in TRIGA Mark-II, III research reactors and facilities at the KAERI Seoul site, which are to be decommissioned, have been measured, analyzed and evaluated to know the current status of radiation and radioactivity level and to establish and to provide the technical requirements for the safe decommissioning of the facilities which shall be applied in minimizing the radiation exposure for workers and in preventing the release of the radioactive materials to the environment. Radiation dose rate and surface radioactivity contamination level on the experimental equipments, floors, walls of the facilities, and the surface of the activated materials within the reactor pool structure were measured and evaluated. Radioactivity and radionuclides in the pool and cooling water were also analyzed. In case of the activated reactor pool structures which are very difficult to measure the radiation and radioactivity level, a computer code Fispin was additionally used for estimation of the residual radioactivity and radionuclides. The radiation and radioactivity data obtained in this study were effectively used as basic data for decontamination and dismantling plan for safe decommissioning of TRIGA Mark-II, III facilities.

Key Words : Decommissioning, Radioactive Materials, Radioactivity, Radionuclides, Decontamination, Dismantling

요약 - TRIGA Mark-II, III 연구로를 폐로함에 따라, 원자로를 비롯한 관련 시설로부터 작업자의 방사선피폭을 최소화하고 환경으로의 방사성물질 누출을 사전에 방지하며, 안전한 해체방법을 모색하여 해체공사시의 기술기준을 수립하기 위하여 해체대상 시설내에 잔존하고 있는 방사성물질의 방사선/능 준위를 측정 및 분석 평가하였다. 측정대상은 시설내의 바닥 및 벽면과 잔존 실험시설물의 표면, 수조내 방사화 물질의 표면, 시설내 잔존하고 있는 냉각수 등이다. 이들 측정대상에 대한 방사선량율과 표면오염도, 핵종 등을 측정, 분석 및 평가하였다. 또한 전산코드 Fispin을 사용하여 원자로 수조내의 주요 방사화 물질에 대한 방사능량과 핵종을 평가하였다. 본 평가 결과는 해체계획서 작성시 기본자료로서 유용하게 사용되었다.

중심어 : 폐로, 방사성물질, 방사능량, 핵종, 제염, 해체

서론

세계 2차대전이 종료된 후 세계 각국에서 원자력의 평화적 이용 목적을 위한 원자력 발전의 연구

개발을 수행하기 위하여 다종 다양한 연구용 원자로를 건설 운영하여 왔으며, 오늘날 이들은 선진국은 물론 개발도상국에도 많이 분포하게 되었다. 이러한 추세에 따라 우리나라에도 1962년 연구로

1호기(TRIGA MARK-II)가 가동을 시작하였으며, 1972년 연구로 2호기(TRIGA MARK-III)가 추가로 준공되어 원자력산업의 일대 전환기를 맞이하게 되었으며, 연구로 1, 2호기의 운영과 이용을 바탕으로 오늘날 국내의 원자력 기술자립을 비롯한 산업계 및 의료계에도 크게 공헌하였다.

지금까지 전세계적으로 설치된 연구로는 690여기에 달하고 있으며 그중 370여기는 해체계획중 또는 해체중이거나 이미 해체되었으며, 일반적으로 연구로의 수명은 20 ~ 30년 정도로서 현재 운영중에 있는 연구로도 대부분 노후화하여 해체의 대상이 되는 연구로도 증가하고 있는 실정이다[1].

국내에서는 다목적 연구용 원자로인 하나로가 준공되어 운전하게 됨에 따라 연구로 1, 2호기는 그 활용성의 저하, 노후화 및 운영상의 문제점이 대두되어 폐로하기로 결정함에 따라 국내에서 처음으로 연구로 1, 2호기 원자력 시설에 대한 해체가 본격화되었다.

연구로 1, 2호기 원자력 시설을 해체하기 위하여는 시설의 가동시 발생한 방사성물질에 의한 방사선량을, 표면/수중오염도, 방사화 물질 표면의 방사선량을, 방사능량과 핵종 등의 방사선학적 상

태의 평가가 선행되어야 한다. 해체대상시설에 잔존하고 있는 방사성물질에 대한 방사선/능 준위, 분포 및 핵종에 대한 정밀한 평가는 초기 해체계획서 작성시 기술기준을 수립하여 해체공사의 비용, 규모 및 방법과 폐기물의 분류, 포장 및 운반을 계획하며, 방사선안전성을 평가하는데 가장 중요한 인자이다.

연구로 1, 2호기의 해체대상시설은 그림 1과 같이 원자로 시설과 부속시설인 동위원소생산시설 및 부대시설로 구분된다. 원자로 시설의 해체대상은 방사화 또는 오염된 각종배관, 연료저장랙과 기타장치, 회전시료조사대(Rotary specimen rack), Central Thimble, Ion Chamber, 공기이송장치, 흑연모의핵연료 등이 있는 원자로심과 원자로 수조수, Thermal column, 냉각계통배관, 동위원소생산용 조사관, 브리지 및 냉각수 이끔관, Liner, 차폐 콘크리트, Beam Collimator, 차폐철판 등으로 구성된 원자로 수조이며, 오염된 바닥과 벽면, 오염된 물질, 배수관, Collimator 저장고, 오염된 기기장치, 핵연료저장조 등이 있는 원자로실, 오염된 콘크리트, 오염된 물질, 각종 배관과 덕트가 있는 지하 Pit 등이다.

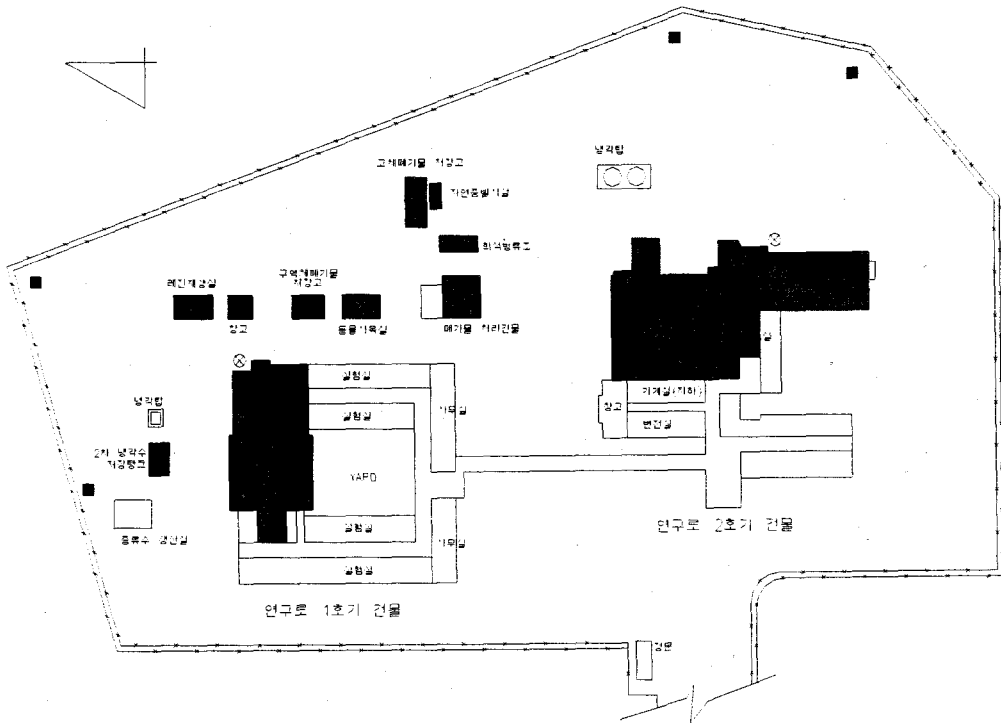


Fig. 1. 연구로 1, 2호기 해체대상시설의 배치도

동위원소 생산시설의 해체대상으로서는 Manipulator 등의 기기 장치로 구성된 콘크리트 Hot Cell과 Lead Cell을 비롯하여 시설내의 오염된 바닥과 벽면, 배수관, Hood, 환기계통 및 기기장치 등이 있으며, 부대시설의 해체대상은 액체폐기물저장조, 고체폐기물 저장고, 액체폐기물 처리시설, 희석방류조, Resin 재생시설, 액체폐기물저장고, 선원저장고이다.

본 논문에서는 이들 해체대상시설내에 잔존하고 있는 방사성물질의 방사선학적 상태를 평가하기 위하여 시설내 바닥, 벽, 잔존 실험시설물의 표면 방사선량율과 표면오염도, 원자로 수조내의 냉각수를 비롯하여 시설내 잔존하고 있는 핵연료저장조내의 물, 방사성 액체폐기물 수집탱크내의 잔존 액체폐기물에 대한 핵종 및 방사능양과 원자로 가동시 중성자 조사에 의하여 발생된 원자로 수조내 방사화 물질의 표면 방사선량율을 측정 평가하였다. 또한 적절한 공사방법의 기술기준, 해체폐기물의 안전한 취급방법, 방사성폐기물량의 추산 등 해체계획서 작성에 필요한 자료, 해체공사시 작업자의 예상피폭량 평가와 환경에 미치는 영향을 평가하기 위한 기초자료를 확보하기 위하여 연구로 1, 2호기와 유사한 현재 해체중인 영국 ICI Billingham 원자로의 평가자료에 근거하여 원자로 수조내의 방사화 물질에 대한 주요 핵종 및 방사능양을 평가하였다.

방사선/능 측정 및 평가

방사선량율

방사선량율 측정은 원자로 수조내 방사화 물질의 표면 방사선량율과 원자로 시설을 비롯한 전 해체대상시설내의 바닥, 벽면, 각종 실험시설물의 표면 방사선량율을 측정하였다. 수조내 방사화 물질의 표면 방사선량율 측정은 검출기가 GM 계수관인 Under Water Probe (FHZ310, Eberline)로 감마선을 측정하였다. 시설내 표면 방사선량율 측정에서 중준위 방사선측정기로서는 검출기가 GM 계수관인 Survey Meter(FH40F2, Eberline)와 저준위 방사선측정기로는 NaI 섬광계수기를 방사선 검출기로서 사용하는 Survey Meter(Microanalyst, BICRON)를 사용하여 3차에 걸쳐 감마선 측정하였다.

시설내 바닥, 벽면, 각종 실험시설물 등의 표면 방사선량율은 표면에서 10 cm 떨어진 위치에서 측정하였다. 측정지점은 연구로 1호기에서는 원자로 시설, 부속시설인 방사성동위원소 생산시설과 부대시설인 Resin 재생실, 액체폐기물처리실, 선원

저장고에서 291개 지점, 연구로 2호기에서는 원자로 시설과 부속시설인 방사성동위원소 생산시설에 대하여 558개 지점을 대상으로 하였다. 측정된 결과를 요약하여 표 1과 표 2에 나타내었다.

표면 방사선량율 분포는 연구로 1호기에서 원자로 차폐 콘크리트의 외부 표면에서는 0.15 ~ 0.23 $\mu\text{Sv/h}$ 의 분포를 보이고 있으며, 바닥과 벽면에서는 0.13 ~ 13.0 $\mu\text{Sv/h}$ 로 나타났는데 이는 벽면의 Collimator 보관고와 핵연료저장조 주변의 7개 지점에 있는 일부 방사성물질에 의한 것이다. 실험시설물에서는 0.18 ~ 0.7 $\mu\text{Sv/h}$ 를 나타내고 있으나 한 개의 방사화된 구조물에서만 0.7 $\mu\text{Sv/h}$ 가 측정된 것이며, 나머지 실험시설물에서는 대부분 자연방사선준위를 나타내었다. 제어실 및 실험실에서는 0.2 ~ 15 $\mu\text{Sv/h}$ 의 분포를 나타내고 있으나 이는 한 개의 지점의 오염된 실험장치에서 15 $\mu\text{Sv/h}$ 가 측정된 것이다. 냉각 및 배기 계통실에서는 자연준위를 나타내고 있다. 부속시설인 동위원소 생산시설에서는 대체로 자연준위를 나타내고 있고, 오염된 물질이 존재하고 있는 일부분인 6개 지점에서 최대 35 $\mu\text{Sv/h}$ 가 측정되었다. 부대시설에서는 0.16 ~ 0.4 $\mu\text{Sv/h}$ 로 자연준위를 나타내고 있으나 선원저장고의 한 개의 지점에서 일부 오염된 부분에 의한 영향으로 최대치 0.4 $\mu\text{Sv/h}$ 를 나타내었다. 연구로 1호기 시설의 대부분 지역은 일부 지점을 제외하고는 대체적으로 자연방사선준위 정도인 것으로 측정 평가되었다.

연구로 2호기에서는 원자로 차폐 콘크리트의 외부 표면에서는 0.15 ~ 3.0 $\mu\text{Sv/h}$ 를 나타내는데 이는 계통내에 존재하고 있는 방사성 오염물질의 영향인 것이며, 원자로실내의 바닥과 벽면에서는 0.15 ~ 110 $\mu\text{Sv/h}$ 로서 실내에 일부 잔존하고 있는 방사성물질의 영향을 받은 것이다. 냉각 및 배기 계통실에서 0.15 ~ 6.0 $\mu\text{Sv/h}$ 를 나타내고 있는데 이는 배기계통의 일부 오염된 여과장치에 의한 것이다. 지하 Pit에서는 0.18 ~ 8.5 $\mu\text{Sv/h}$ 의 분포를 보이고 있는데 이는 지하 Pit를 지나가는 오염된 공기이송장치의 영향과 원자로실에 남아 있는 방사성물질에 의한 것이며, 제어실 및 실험실은 자연준위를 나타내고 있다. 부속시설인 동위원소 생산시설에서는 시설내에 오염된 실험장치 및 설비 등과 기타 많은 방사화 물질과 오염된 물질이 보관되어 있어 0.15 ~ 7,300 $\mu\text{Sv/h}$ 의 분포를 보이고 있는 것으로 나타났다.

원자로 수조내에는 원자로 가동시 사용되었던 방사화된 원자로심, 회전시료조사대(Rotary specimen rack), 각종 실험장치, 중성자선 인출배관, 기기장

치, 방사화 콘크리트 등의 방사화 물질이 잔존하고 있으며, 원자로의 각 수조는 방사화 물질로부터의 방사선을 차폐하기 위하여 냉각수가 채워져 관리되고 있다. 방사화 물질의 표면 방사선량을 측정은 수조내에서 표면에 접촉하여 측정하였으며 측정지점은 연구로 1호기에서는 36개 지점, 연구로 2호기에서는 33개 지점을 대상으로 하였다. 그 분포는 연구로 1호기 수조내 노심주변에서는 0.15 ~ 25 mSv/h를 나타내었고, 실험 수조내에 있는 2개의 회전시료조사대 표면에서는 1.2 ~ 50 mSv/h를 나타내었다. 연구로 2호기의 수조내 노심주변에서는 5.0 ~ 1900 mSv/h의 분포이며, 중성자선 인출배관 주변은 0.3 ~ 100 mSv/h를 나타내었으며, 수조내에 잔존하고 있는 동위원소생산용 시료 장전판을 비롯한 기타 방사화 물질에서는 0.5 ~ 4200 mSv/h의 분포로 측정되었으며 최대치는 방사화된 공기이송관에 의한 것이었다.

표면오염도

표면오염도 측정은 간접법인 smear방법을 이용하여 시설내의 바닥, 벽면, 실험시설물의 표면 등에서 Whatman Smear Filter Paper(dia. 4 cm)를 문질러 시료를 채취한 후 α/β Low Background Counting System(LB5100, Tennelec)으로 표면오염도를 측정 평가하였다. 시료채취는 2차에 걸쳐 실시하였으며 채취지점은 표면 방사선량을 측정지점과 동일한 지점으로 선정하였으나 18개 지점에서는 시료채취가 불가능하였다. 측정결과 최대표면오염도를 표 1과 표 2에 나타내었다.

연구로 1호기 시설을 살펴보면 베타방출체에 의한 오염도에서는 원자로 차폐 콘크리트의 상부 바닥면인 2개의 지점에서 188 Bq/m²과 863 Bq/m²으로 측정되었으나 대부분의 지점에서는 계측기의 최소검출한계치(Minimum Detectable Activity:MDA) 이하의 오염도를 나타내었다. 원자로실내의 바닥과 벽면이 오염된 것으로 나타난 것은 주로 1층 핵연료저장수조주변의 6개 지점이 152 ~ 344,424 Bq/m²으로 오염되어 있기 때문이다. 콘크리트 차폐블록, 운반용기 등의 실험시설물의 표면에서는 1개의 수송용기만이 2,994 Bq/m²의 오염도를 보였으며, 제어실과 실험실에서는 오염된 지점이 없는 것으로 나타났다. 원자로실내의 표면오염도는 극히 일부분을 제외하고는 전체적으로 MDA이하인 것으로 나타났다. 부속시설인 동위원소생산시설에서는 바닥과 벽면의 오염도는 7개 지점에서 134 ~

3,615 Bq/m²으로 측정되었으며 대부분의 지점에서는 MDA 이하로 측정되었다. 실험시설물인 Fume Hood, Sink와 실험 Table에서는 152 ~ 4,550 Bq/m²으로서 주로 내부 표면에서 측정된 것이며, 납셀 내외부 표면에서는 MDA이하로 측정되었다. 부대시설에서는 Resin 재생실에서만 179 ~ 1,924 Bq/m²의 오염도를 나타내었다. 알파방출체에 의한 오염도 대하여는 방사성동위원소 생산시설내 실험실에 설치되어 있는 Sink, Fume Hood내에서만 각각 1,725 Bq/m²와 2,013 Bq/m²로 측정되었다.

연구로 2호기 시설을 살펴보면 베타방출체에 의한 오염도는 원자로 차폐 콘크리트에서 MDA이상 측정된 지점의 오염도는 394 ~ 7,401 Bq/m²의 분포를 나타내었는데 이는 주로 차폐 콘크리트의 바닥면에서 나타나는 것이며 특히 상부 바닥면에서 오염도가 높게 나타나고 있다. 원자로실내의 바닥과 벽면의 오염도는 531 ~ 5,414 Bq/m²의 분포로 측정되었으며, 실험시설물인 중성자 실험장치 등의 오염도는 414 ~ 1,978 Bq/m³의 분포를 보이고 있다. 제어실과 실험실, 냉각 및 배기 계통실과 지하 Pit에서는 원자로 Pit내로 지나가는 공기이송장치의 밑바닥 표면인 1개 지점에서만 2,113 Bq/m²으로 나타났을 뿐 대부분의 지점에서는 MDA이하로 나타났다. 부속시설인 동위원소생산시설에서 시설내의 바닥과 벽면의 오염도는 513 ~ 36,403 Bq/m²로 분포로 측정되었으며 오염도가 높은 지점은 납셀 뒤 바닥면과 시설내 폐기물저장고, 콘크리트 핫셀 뒤 바닥면이었으며, Fume Hood, Sink 및 실험 Table 등의 실험시설물에서는 387 ~ 207,023 Bq/m²으로 측정되었으며 최고치는 납셀이 있는 실험실의 실험시설물인 Sink의 내부표면에서 나타났다. 납셀 내외부 표면에서는 414 ~ 13,252,683 Bq/m²의 분포로 나타났는데 이는 방사성동위원소 생산시 주로 사용하였던 납셀의 내부에서 높게 측정되었다. 콘크리트 핫셀에 대하여는 내부의 방사성물질의 잔존하고 있기 때문에 시료채취가 불가능하였으므로 외부 표면의 시료만 채취하여 측정하였는데 387 ~ 2,302 Bq/m²의 분포로 측정되었다. 지하 Pit에서는 시료를 채취할 수 없었다. 알파방출체에 의한 오염도는 방사성동위원소 생산시설내의 납셀 내부 5개 지점에서 111 ~ 8,850 Bq/m²의 분포로 측정되었으며, 기타 8개 지점에서 66 ~ 686 Bq/m²의 오염도를 나타내었으나 대부분의 지역에서는 MDA이하로 측정되었다.

Table 1. 연구로 1호기 시설 및 부대시설에서의 표면 방사선량을 및 최대표면오염도

구 분		표면방사선량율($\mu\text{Sv/hr}$)		최대표면오염도(Bq/m^2)	
		최대	최소	Alpha	Beta
원 자 로 시 설	수조내 노심주변	25,000	150	-	-
	실험수조내	50,000	1,200	-	-
	원자로 차폐 콘크리트	0.23	0.15	<29.8	863
	원자로실내 바닥/벽면	13	0.13	176	344,424
	실험시설물	0.7	0.18	<29.8	2,994
	제어실/실험실	15	0.2	<29.8	<131
	냉각/배기 계통실	0.18	0.16	66	<131
동 위 원 소 생 산 시 설	바닥 및 벽면	7.0	0.15	818	3,615
	실험시설물	35.0	0.18	2,013	4,550
	납셀 내외부	0.2	0.15	<29.8	<131
부 대 시 설	Resin 재생실	0.27	0.2	66	1,924
	폐기물저장실	0.2	0.2	<29.8	<131
	선원저장고	0.4	0.2	<29.8	<131

Table 2. 연구로 2호기 시설에서의 표면 방사선량을 및 최대표면오염도

구 분		표면방사선량율($\mu\text{Sv/hr}$)		최대표면오염도(Bq/m^2)	
		최대	최소	Alpha	Beta
원 자 로 시 설	수조내 노심주변	1,900,000	500	-	-
	수조내 실험장치	4,200,000	450	-	-
	원자로 차폐 콘크리트	3.0	0.15	<44	7,401
	원자로실내 바닥/벽면	110	0.15	<44	5,414
	실험시설물	450	0.2	<44	1,978
	냉각/배기 계통실	6.0	0.15	<44	<384
	제어실/실험실	0.2	0.15	<44	<384
	지하 Pit	8.5	0.18	<44	2,113
동 위 원 소 생 산 시 설	바닥 및 표면	75.0	0.18	<44	36,403
	실험시설물	32.0	0.20	<44	207,023
	납셀 내외부	7,300	0.2	8,850	1,3252,683
	핫셀 외부	400	0.3	686	25,342
	지하 Pit	640	0.15	-	-

수중오염도

수중오염도 측정은 시설내에서 각 원자로 수조내의 냉각수를 비롯하여 옥외 액체폐기물 저장조, 액체폐기물처리시설의 저장탱크에 잔존하고 있는 방사성 액체폐기물의 시료를 채취하여, 시료를 건조화시킨 후 α/β Low Background Counting System(LB5100, Tennelec)으로 알파방출체, 베타방출체에 대한 방사능을 측정하였다. 특히 원자로 냉각수에 대하여는 삼중수소의 농도도 측정하였다. 측정 결과는 표 3과 같다.

표 3에서 알파방출체에 의한 오염도는 $3.41 \times 10^2 \sim 1.12 \times 10^3 \text{ Bq/m}^3$ 의 분포로 주로 액체폐기물 저장탱크에서 측정되었으며, 베타방출체에 의한 방사능농도는 연구로 1호기에서는 실험수조에서만 $2.30 \times 10^3 \text{ Bq/m}^3$ 으로 측정되었다. 연구로 2호기의 원자로 냉각수의 시료채취는 수조의 상부와 하부에서 시료를 채취하였으며, 하부 시료에는 수조내 바닥면에 있는 침적물도 함께 채취하였으며, 그 농도는 각각 $1.46 \times 10^{-2} \text{ Bq/cc}$ 와 9.34×10^4

Bq/m^3 으로 측정되었다. 이는 연구로 2호기 냉각수의 방사능농도는 수조의 바닥면으로 내려갈수록 더 높게 나타나는 경향을 보여주고 있다.

감마핵종분석

시설내에 오염된 감마 방사성 핵종을 분석하기 위하여 방사성 액체 시료를 감마핵종분석기(Multichannel Analyzer : HPGe Detector, GEM-25190, ORTEC)를 이용하여 핵종 분석을 하였으며 분석결과는 표 3과 같다. 또한 동위원소 생산시설의 납셀 내부의 smear 시료, 원자로 Pit와 방사성동위원소 생산시설 Pit 바닥에 존재하고 있는 Sludge 시료를 채취하여 핵종 분석을 하였다. 표 3에서 보듯이 방사성 액체 시료의 오염 핵종은 Co-60, Cs-137, Cs-134, Mn-54, Zn-65로 나타났으며, Smear 시료에서는 Co-60, Te-123m, Sludge에서는 I-131, Cs-137, Eu-152의 핵종이 검출되었다. 측정결과에 의하면 시설내의 주요 오염 핵종은 Co-60과 Cs-137인 것으로 나타났다.

Table 3. 시설내 잔존 방사성액체폐기물의 방사능농도

구 분		방사능농도(Bq/m ³)			
		α	β	γ	H-3
연구로 1호기	원자로 수조	4.37E-04	ND	ND	1.70E+06
	실험수조	ND	2.30E+03	ND	-
	사용후핵연료저장실	ND	ND	ND	-
연구로 2호기	원자로 수조 상부 수조수	ND	1.46E+04	Cs-137 : 1.62E+04	4.18E+06
	원자로 수조 하부의 수조수	ND	5.15E+05	Cs-137 : 9.34E+04 Co-60 : 3.74E+05 Mn-54 : 1.86E+04	-
	증류수 탱크 (사용후연료저장조)	ND	6.29E+02	ND	-
액체폐기물 저장탱크	장수명 저준위조 (콘크리트 탱크)	1.12E-03	9.14E+04	Co-60 : 1.56E+05	-
	단수명 저준위조 (Steel Tank)	3.41E-04	1.89E+05	Co-60 : 6.59E+04 Zn-65 : 3.77E+04 Cs-134 : 3.48E+04	-
	극저준위조 (콘크리트 탱크)	ND	ND	ND	-
	KRR-1 폐기물 저장조 (Steel Tank)	6.81E-04	1.29E+02	ND	-
액체폐기물 처리시설 저장탱크(Steel Tank)		ND	1.43E+03	Cs-137 : 2.88E+03	-

* ND : Non Detectable

방사화 물질의 방사능량 및 핵종 평가

연구로 1, 2호기 시설의 해체공사시 발생하는 방사화 폐기물의 양과 그 핵적 특성을 추정하여 공사방법, 폐기물 취급 및 처리 방법을 모색하고, 해체공사중 취급하는 방사성물질에 의한 작업자의 예상피폭선량과 환경의 영향을 평가하기 위한 자료와 공사중 사고시의 해석자료로 활용하기 위하여 원자로의 노심 주변에 위치하여 원자로의 운전중 방사화된 주요 구조물에 대한 방사능량과 핵종을 평가하였다. 연구로 1호기에서는 회전시료조사대, 원자로 차폐 콘크리트, 수조의 스틸 탱크, 노심의 흑연반사체와, 연구로 2호기에서는 회전시료조사대, 원자로 차폐 콘크리트, 콘크리트 구조물에 내장되어 있는 차폐판을 대상으로 하였으며, 연구로

1, 2호기의 가동 정지후 3년 경과시의 잔존 핵종 및 방사능량을 평가하였다. 평가방법은 회전시료조사대, 수조의 스틸 탱크, 차폐판에 대하여는 평균출력과 평균 중성자속 방법을 이용하였다. 노심의 흑연반사체에 대하여는 현재 해체가 진행중인 연구로 1, 2호기와 유사한 영국의 ICI Billingham 원자로의 실측자료와 원자로 차폐 콘크리트에 대해서는 미국의 Michigan 원자로의 해체시 차폐 콘크리트의 시료를 실측한 평가자료를 방사화 계산프로그램인 Fispin(Fission Product Inventory) Code[2]의 입력자료로 사용하여 흑연반사체와 원자로 차폐 콘크리트의 주요 핵종과 방사능량을 계산하고 평가하였다. 실측자료가 사용된 각 원자로와 연구로 1, 2호기의 노심특성 및 운전이력은 표 4와 같다.

Table 4. 방사능량 및 핵종을 비교 평가하기 위한 각 원자로의 노심특성 및 운전이력

원자로 구 분	ICI Billingham	Michigan	연구로 1호기	연구로 2호기
원자로형	TRIGA Mark I	TRIGA Mark I	TRIGA Mark II	TRIGA Mark III
최대출력	250 KW	250 KW	250 KW	2 MW
최대 중성자속 (n/cm ² ·sec)	5 x 10 ¹²	5 x 10 ¹²	1 x 10 ¹³	7 x 10 ¹³
운전년수	23	19	33	23
총출력	10,263 MWh	744 MWh	3,735 MWh	68, 740 MWh
평균출력	38.8 kW	4.4 kW	12.9 kW	340 kW

회전시료조사대

방사화된 회전시료조사대의 이송시 사용되는 차폐용기의 차폐두께를 결정하고 방사성폐기물 분류기준에 따른 중준위 또는 저준위 방사성 폐기물로 분류하며, 해체공사시 작업자의 예상피폭선량을 평가하기 위하여 재질이 스테인레스 스틸인 회전시료조사대의 주요 방사화 핵종인 Co-60에 대한 방사능량을 계산하였다.

연구로 1호기의 회전시료조사대는 2개가 있으며, 처음 사용되던 회전시료조사대가 고장남에 따라 새로운 회전시료조사대를 설치하여 사용하였다. 방사능량 계산은 1개의 회전시료조사대가 처음부터 계속 사용한 것으로 보수적으로 가정하였으며

이에 따른 총 방사능량은 2개의 회전시료조사대의 방사능량의 합계와 같은 것으로 가정하여 평가하였다.

1개의 회전시료조사대내에는 아래와 같은 스테인레스 스틸 재질의 부품으로 구성되어 있으며 스테인레스 스틸의 총 중량은 3.4kg이다.

- Dowel Pins : 2개
- Hexagonal Nuts : 23개
- Screws : 8개
- Aassorted Screws : 40개
- Washers : 14개
- Bearing : 1개
- Roll Pins : 2개

- Chain : 1개
- Split Lock Washers : 47개
- Drive Gear : 1개

스테인레스 스틸은 아래와 같은 원소 구성비로 구성되어 있다[3].

- Fe : 73.88 w/o(Fe-54:5.8%, Fe-56:91.8%, Fe-57:2.1%, Fe-58: 0.3%)
- Ni : 7.970 w/o(Ni-58:68.3%, Ni-60:26.1%, Ni-61:1.1%, Ni-62:3.6%, Ni-64:0.9%)
- Cr : 17.94 w/o(Cr-50:4.4%, Cr-52:83.8%, Cr-53:9.5%, Cr-54:2.4%)
- Co : 0.200 w/o(Co-59)

연구로 1호기는 표 4와 같이 33년간 운전하여 총 출력이 3,735 MWh에 이르렀으며, 250 kW로 운전될 때 노심에서의 최대 중성자속은 $1.0 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ 이다. 이러한 최대 중성자속으로 33년간 방사화되고, 가동정지 후 3년 경과하였다는 가정하에서 방사화 계산프로그램인 Fispin 코드로 계산한 결과 스테인레스 스틸의 방사화로 인한 Co-60의 방사능량은 $9.59 \times 10^2 \text{ MBq/g}$ 으로 평가되었다.

연구로 1호기의 평균출력은 연구로가 33년 내내 평균출력으로 계속 운전된 것으로 가정하면 식(1)과 같이 계산된다.

$$\frac{3,735 \text{ MWh (총출력)}}{289,080 \text{ h (33년간 운전시간)}} = 12.9 \text{ kW} \quad (1)$$

따라서 평균중성자속은 식(2)와 같이 계산된다.

$$\frac{12.9 \text{ kW (평균출력)}}{250 \text{ kW (최대출력)}} \times 1.0 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec} = 5.16 \times 10^{11} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec} \quad (2)$$

최대 중성자속하에서 Co-60에 대한 방사능량은 $9.59 \times 10^2 \text{ MBq/g}$ 이므로 평균 중성자속하에서의 비방사능은 식(3)과 같이 계산된다.

$$\frac{5.16 \times 10^{11} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec (평균중성자속)}}{1.0 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec (최대중성자속)}} \times 9.59 \times 10^2 \text{ MBq/g} = 4.95 \times 10^1 \text{ MBq/g} \quad (3)$$

따라서 회전시료조사대의 총 스테인레스 스틸양이 3.4 kg이므로 Co-60의 총 방사능량은 $1.68 \times 10^5 \text{ GBq}$ 인 것으로 평가된다. 회전시료조사대의 해체 시 적절한 차폐수준의 결정과 작업방법을 모색하기 위하여 평가된 Co-60의 방사능량을 점선원으로 가정하고 차폐되지 않은 상태에서 회전시료조사대에서 1m 떨어진 지점에서의 방사선량율을 계산한 결과 60.06 mSv/hr인 것으로 평가되었다.

연구로 2호기의 회전시료조사대에 대한 Co-60의 방사능량은 연구로 1호기의 회전시료조사대의

경우와 동일한 방법으로 계산하였다. 회전시료조사대 내에 있는 스테인레스 스틸 부품의 총 중량과 구성원소는 연구로 1호기의 경우와 동일하다고 가정하였다.

연구로 2호기는 23년간 운전하여 총출력이 68,740 MWh에 이르렀으며, 2 MW로 운전될 때 노심에서의 최대 중성자속은 $7.0 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ 이다. 또한 최대 중성자속하에서 23년간 방사화되고, 가동정지후 3년 경과시 스테인레스 스틸의 방사화로 인한 Co-60의 방사능량은 방사화 계산프로그램인 Fispin 코드로 계산한 결과 $5.29 \times 10^3 \text{ MBq/g}$ 으로 계산되었다.

연구로 2호기의 평균출력은 연구로가 23년 내내 평균출력으로 계속 운전된 것으로 가정하면 식(4)와 같이 계산된다.

$$\frac{68,740 \text{ MWh (총출력)}}{201,480 \text{ h (23년간 운전시간)}} = 340 \text{ kW} \quad (4)$$

따라서 평균 중성자속은 식(5)와 같이 계산된다.

$$\frac{340 \text{ kW (평균출력)}}{2 \text{ MW (최대출력)}} \times 7.0 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec} = 1.19 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec} \quad (5)$$

1 MW 정상운전시의 Central Thimble에서의 중성자속은 $3.26 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ 이며, 회전시료조사대에서의 중성자속은 $0.99 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ 이다. 최대 중성자속이 Central Thimble에 위치한다고 가정하면 최대 중성자속과 회전시료조사대에서의 중성자속의 비율은 식(6)과 같이 계산된다.

$$\frac{0.99 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}}{3.26 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}} = 0.3036 \quad (6)$$

위의 비율을 적용하면 회전시료조사대 위치에서의 평균 중성자속은 $3.6128 \times 10^{12} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ 가 된다.

최대 중성자속하에서의 방사화가 $5.29 \times 10^3 \text{ MBq/g}$ 이므로 회전시료조사대 위치의 평균 중성자속하에서의 Co-60에 대한 방사능량은 식(7)과 같이 계산된다.

$$\frac{3.6128 \times 10^{12} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec (평균중성자속)}}{7 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec (최대중성자속)}} \times 5.29 \times 10^3 \text{ MBq/g} = 2.73 \times 10^2 \text{ MBq/g} \quad (7)$$

따라서 회전시료조사대의 총 스테인레스 스틸양이 3.4 kg이므로 Co-60의 총 방사능량은 $9.29 \times 10^2 \text{ GBq}$ 이 되며, 점선원으로 가정하면 차폐되지 않은 상태에서 연구로 2호기의 회전시료조사대에서 1m 떨어진 지점에서의 방사선량율은 331.3 mSv/hr으로 평가된다.

원자로 차폐 콘크리트

원자로 차폐 콘크리트에 대한 핵종 및 방사능량

평가는 방사화된 콘크리트의 해체시 발생하는 방사성 먼지의 흡입으로 인한 작업자의 체내피폭을 평가하고, 환경의 영향을 평가하기 위한 기본자료를 확보하기 위한 것이다. 차폐 콘크리트의 방사화된 부분은 주로 수조내 Thermal column 주변에 존재하므로 시료채취가 불가능하다. 따라서 차폐 콘크리트의 방사화 평가는 노형이 유사하고 최대출력이 250 kW로서 연구로 1호기의 노심 구조와 유사한 영국의 연구용 원자로인 ICI 원자로의 콘크리트 방사화 평가자료를 이용하여 평가하였다. ICI 원자로의 차폐콘크리트의 방사화 평가는 미국 Michigan 원자로의 해체시 콘크리트 시료의 실측 자료에 근거한 자료를 이용하여 평가되었다. 원자로 가동정지 후 9개월이 경과한 Michigan 원자로의 해체시 발생한 20톤의 방사화 콘크리트(비중 2.4

의 총 방사능양은 4.0×10^7 Bq로 실측되었으며, 핵종별 방사능양과 핵종 구성비는 표 5와 같다. 연구로 1호기 차폐 콘크리트의 구성원소는 Michigan 원자로와 같다고 가정하고, 방사화 계산프로그램인 Fispin 코드로 계산한 결과 연구로 1호기의 가동정지후 3년 경과시 연구로 1호기 원자로 차폐 콘크리트의 총 방사능양과 핵종별 비방사능은 표 6과 같이 평가되었다.

연구로 2호기의 원자로 차폐 콘크리트에 대한 핵종 및 방사능양 평가는 연구로 1호기와 마찬가지로 미국의 Michigan 원자로의 차폐 콘크리트의 실측자료를 이용하여 평균출력 및 운전정지후 경과시간의 차이를 보정하여 계산하였다. 계산 결과 연구로 2호기 원자로 차폐 콘크리트의 핵종별 총 방사능량 및 비방사능은 표 7과 같이 평가되었다.

Table 5. 가동정지후 9개월 경과시 미국 Michigan 원자로 차폐 콘크리트의 주요 핵종별 방사능양

핵 종	반 감 기	방사능구성비 (%)	가동정지후 9개월 경과시의 총방사능 (Bq)
Na-22	2.6년	0.6	2.4×10^5
Mn-54	314일	2.4	9.6×10^5
Fe-55	2.7년	36	1.4×10^7
Co-60	5.3년	20	8.0×10^6
Eu-152	12.2년	26	1.4×10^7
Eu-154	16년	2.5	1.0×10^6
합 계	-	100.0	4.0×10^7

Table 6. 연구로 1호기의 가동정지후 3년 경과시 원자로 차폐 콘크리트의 주요 핵종별 총 방사능양 및 비방사능

핵 종	총방사능(Bq)	비방사능(Bq/m ³)
Na-22	1.3×10^5	1.6×10^4
Mn-54	1.6×10^5	1.9×10^4
Fe-55	8.1×10^6	9.7×10^5
Co-60	5.9×10^6	7.1×10^5
Eu-152	1.3×10^7	1.5×10^6
Eu-154	8.3×10^5	1.0×10^5
합 계	2.8×10^7	3.3×10^6

Table 7. 연구로 2호기의 가동정지후 3년 경과시 원자로 차폐 콘크리트의 주요 핵종별 총 방사능양 및 비방사능

핵 종	총방사능(Bq)	비방사능(Bq/m ³)
Na-22	2.0×10^7	2.4×10^6
Mn-54	8.2×10^7	9.8×10^6
Fe-55	1.2×10^9	1.4×10^8
Co-60	6.8×10^8	8.2×10^7
Eu-152	1.2×10^9	1.4×10^8
Eu-154	8.5×10^7	1.0×10^7
합 계	3.3×10^9	3.84×10^8

원자로 수조의 스틸탱크

연구로 1호기의 원자로 수조를 이루고 있는 콘크리트 내부의 스틸탱크는 원자로의 운전시 중성자속이 매우 낮으므로 대부분의 스틸은 방사화되지 않고 노심에 인접하고 있는 일부분만이 방사화된 것으로 예상되며, 현재로서는 원자로 수조 내에서의 중성자속 분포에 대한 자료가 없으므로 정확한 값을 계산하기 어렵다. 따라서 현재로서는 방사화 정도를 개략적으로 평가하기 위해 운전기간중의 노심에 인접한 스틸탱크의 평균 중성자속을 다음과 같은 식으로 계산하였다.

$$\frac{\phi}{\phi_0} = e^{-\frac{t}{T_{1/2}}} \quad (8)$$

여기서

- φ = 스틸탱크에서의 평균중성자속 (n/cm²·sec)
- φ₀ = 노심에서의 평균중성자속 (n/cm²·sec)
- t = 노심과 스틸탱크사이의 물의 두께 (43.75cm)
- L = 물속에서의 열중성자의 확산거리 (2.9cm)

이다. 노심에서의 평균 중성자속은 5.16×10¹¹ n/cm²·sec이므로 식(8)를 이용하여 스틸탱크에서의 평균 중성자속을 구하면 1.486×10⁷ n/cm²·sec 이 된다.

스틸탱크내의 주된 핵종인 Co-60의 가동정지시의 단위 중량당 방사능은 식(9)에 의해 계산된다.

$$S = \frac{0.6\phi\sigma(1 - e^{-0.693\frac{t}{T_{1/2}}})}{A} \quad (9)$$

여기서

- S = 비방사능 (Bq/g)
- φ = 스틸탱크에서의 평균중성자속 (n/cm²·sec)
- σ = Co-59의 핵반응단면적 (cm²)
- t = 운전시간
- T_{1/2} = Co-60의 반감기
- A = 원자량 (Co-59)

이다. 따라서 Co-60에 대한 비방사능은 식(10)과 같이 계산된다.

$$S = \frac{0.6 \times 1.468 \times 10^7 \times 38 \times 0.987}{59} = 5.6 \times 10^6 \text{ Bq/g} \quad (10)$$

스틸에 포함된 Co-59의 함량을 130 ppm이라고 가정하면 스틸의 단위중량당 Co-60의 방사능량은 7.25 x 10² Bq/g으로 계산된다. 이 값은 보수적으로 산출된 값으로서 최대 지점에서의 비방사능이다.

연구로 2호기의 스틸 차폐판은 Thermal Column 상부의 원자로 수조 콘크리트 차폐체내에 매입되어 있으며 원자로의 운전시 일부 방사화되어 있을 것으로 예상된다. 스틸 차폐판의 Co-60에 대한 방사능량 평가는 연구로 1호기 원자로 수조의 스틸탱크와 같은 방법을 적용하였으며, 스틸차폐판에서의 평균 중성자속을 산출한 후 스틸의 방사화 정도를 계산한 결과 스틸 차폐판의 방사화로 인한 Co-60의 총 방사능량은 3.7 x 10⁷ Bq로 계산되었다.

노심 흑연반사체

연구로 1호기의 노심의 흑연반사체는 알루미늄 재질의 통내에 흑연분말로 채워져 있으며, 노심 주위에 위치하고 있으므로 원자로의 운전시 방사화되어 있다. 구성물질이 흑연이므로 주된 방사화 핵종은 C-14일 것으로 예상되나 리튬과 같은 불순물에 의해 H-3등과 같은 핵종도 존재할 것으로 예상된다. 구성 핵종을 정확히 평가하기 위해서는 노심 흑연반사체 내부에 존재하는 흑연시료를 채취하여 분석하여야 하나 현재로서는 원자로 수조에 위치하고 있기 때문에 시료채취가 불가능하다. 따라서 유사한 노형으로서 출력도 비슷한 영국의 ICI 원자로 노심의 흑연분석자료를 이용하였다. 연구로 1, 2호기의 평균 출력(12.9 kW)이 ICI 원자로 평균출력(48.4 kW)의 약 1/3.7이나 해체공사시의 방사선안전성을 고려하여 1/2을 적용하여 보수적으로 계산하였다. 그 결과 연구로 1호기 노심반사체의 흑연에 포함된 주요 핵종별 총 방사능량은 표 8과 같이 평가되었다.

Table 8. 연구로 1호기의 노심 흑연반사체의 주요 핵종별 총방사능량

핵종	ICI 원자로 흑연반사체의 총방사능(Bq)	연구로 1호기의 총방사능(Bq)
H-3	6.35×10 ⁹	3.18×10 ⁹
C-14	2.96×10 ⁸	1.48×10 ⁸
Co-57	2.40×10 ⁸	1.20×10 ⁸
Co-60	2.13×10 ⁸	1.07×10 ⁸
Eu-157	7.40×10 ⁸	3.70×10 ⁸
합계	7.84×10 ⁹	3.93×10 ⁹

고찰 및 평가

시설내의 바닥, 벽면, 각종 실험시설물의 표면 방사선량율과 베타방출체에 의한 표면오염도의 준위별 분포를 그림 2와 그림 3에 나타내었다. 그림 2와 그림 3을 살펴보면 연구로 1호기시설에서는 표면 방사선량율을 측정 대상 지점 291개 지점중 92.4%인 269개 지점이 0.3 $\mu\text{Sv/h}$ 이하임을 알 수 있으며, 나머지 7.4%의 지점은 100 $\mu\text{Sv/h}$ 이하임을 나타내고 있는데 이는 시설내 잔존하는 일부 방사성물질과 오염물질에 의한 영향에 의한 것이다.

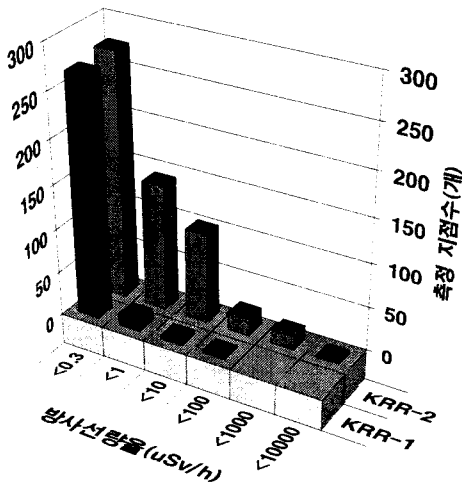


Fig. 2. 연구로 1, 2호기 시설내의 표면 방사선량율 분포

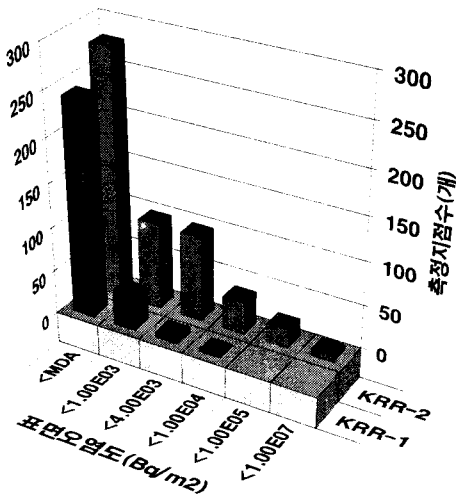


Fig. 3. 연구로 1, 2호기 시설내의 표면오염도 분포

표면오염도는 계측기의 검출한계치이하인 지점이 83.2%이며, 나머지 16.8%의 오염된 지점들도 대부분 4000 Bq/m^2 이하로서 과학기술부고시 제98-12호[4]의 허용오염도의 1/10이하임을 보이고 있다. 따라서 시설내 잔존하고 있는 이동 가능한 방사성 물질과 일부 유리성 표면오염이 제거되면 대부분 지역이 자연방사선준위로 낮아질 것이다. 따라서 연구로 1호기의 해체대상은 주로 수조내의 방사화 물질로 한정될 것으로 판단된다.

연구로 2호기 시설에서의 표면 방사선량율은 558개 지점중 약 50%인 276개 지점에서는 0.3 $\mu\text{Sv/h}$ 이하인 것으로 측정되었으며, 0.3 $\mu\text{Sv/h}$ ~ 100 $\mu\text{Sv/h}$ 의 분포를 보이는 지점은 약 47%인 265개 지점에서 나타났다. 나머지 약 3%인 17개 지점은 100 $\mu\text{Sv/h}$ ~ 1000 $\mu\text{Sv/h}$ 의 분포로 나타났는데 이것은 원자로실내와 동위원소생산실내에 잔존하는 이동 가능한 방사성물질과 오염물질 등이 많이 분포하고 있기 때문이다. 따라서 이들을 제거하면 시설내의 방사선준위는 상당히 낮아질 것이다. 표면오염도는 540개 지점중 검출하한치이하인 지점은 약 52%인 280개 지점이며, 36%인 195개 지점은 4000 Bq/m^2 이하를 보이고 있으며 주로 원자로시설에서 나타나고 있다. 또한 약 12%인 65개 지점에서는 4000 Bq/m^2 ~ $1.00 \times 10^7 \text{ Bq/m}^2$ 의 분포를 나타내고 있는데 이는 주로 동위원소생산시설내의 콘크리트셀과 납셀 내외부의 표면오염에 의한 것이었다. 연구로 1, 2호기 시설에 잔존하고 있는 이동 가능한 일부 방사성물질과 오염물질을 제거하면 대부분의 지역은 IAEA의 자료[5-10]에서 기술하고 있는 규제면제준위이하일 것으로 판단된다.

방사화물질의 차폐체 역할을 하고 있는 원자로 냉각수를 비롯하여 시설내에 잔존하고 있는 방사성액체폐기물은 대부분 저준위이하인 것으로 나타났으며[11], 시설내에 존재하는 방사성 핵종을 검사한 결과 표면오염시료, 방사성액체폐기물, Sludge에 함유되어 있는 방사성 핵종은 Co-60, Cs-137, Cs-134, Mn-54, Zn-65, Eu-152, I-131, Te-123m인 것으로 평가되었다.

원자로 수조내 방사화된 구조물의 표면 방사선량율은 스테인레스 스틸 재질의 139개 부품으로 구성된 회전시료조사대에서 대체로 높게 나타나고 있는데 이는 원자로의 운전중 방사화로 생성된 핵종중 주로 Co-60에 의한 영향일 것으로 판단된다.

원자로 수조내의 방사화 물질의 방사능량 및 핵종의 평가는 실측에 의하여 수행되어야 하나 방사화 물질은 대부분 수조내에 잔존하고 있어 분석을

위한 시료채취가 어려우므로 영국의 BNFL사가 해체하고 있는 동종의 ICI 연구로와 연구로 1, 2호기의 운전이력을 상호 비교하여 전산코드인 Fispin 코드로 원자로 수조 차폐 콘크리트와 수조내 주요 구조물에 대한 방사화 정도를 평가하였다. 핵종 및 방사능량 평가는 보수적인 가정하에서 평가되었으므로 실제보다 약간 높게 평가되었을 것이라 판단되나 해체공사시의 방사선안전성을 고려한다면 과도한 평가는 아니라고 판단된다.

결 론

본 연구에서는 연구로 1, 2호기 시설의 해체공사시 필연적으로 발생하는 방사성물질의 방사선학적 상태를 평가하기 위하여 시설내에 잔존하는 방사선/능 준위를 측정 평가하였다. 본 평가 결과는 해체대상시설의 설정, 해체범위, 해체방법, 해체폐기물의 처리방법, 방사선안전성 확보 방안, 환경영향평가 등의 해체계획을 수립하는데 기본자료로 유용하게 활용되었다. 본격적인 해체공사시에는 본 평가결과를 확인하고, 해체공법의 적합성과 방사선 안전성을 검증하기 위하여 해체공사 단계마다 해체대상 시설이나 구조물에 대한 시료를 채취 분석하여 정밀한 방사선/능을 평가하여야 할 것으로 판단된다.

* 본 연구는 과학기술부 기관고유사업비의 지원으로 수행하고 있습니다.

참고문헌

1. Nuclear Research Reactor in the World, Reference Data Series No.3, IAEA(1992).
2. FISPIN 6 code, R&DD Sellafield(1991).
3. "Handbook of Chemistry and Physics" 76nd Edition, CRC Press, INC(1995).
4. 방사선량 등에 관한 규정, 과학기술부고시 제 98-12(1998).
5. Criteria for Release of Equipment, Materials and Sites, IAEA Technical Reports Series, No.267(1986).
6. Safety in Decommissioning of Research Reactor, IAEA Safety Series No. 74(1986).
7. Criteria for Recycling or Reuse, IAEA Technical Reports Series No. 293(1988).
8. Release Criteria, IAEA Technical Reports Series No. 334(1992).
9. Application of Exemption Principles, IAEA Safety Series No. 11-p-1.1(1992).
10. Decommissioning Techniques, IAEA Technical Reports Series No. 373(1994).
11. Classification of Radioactive Waste, IAEA Safety Series No.111-G-1.1(1994).