

연구로 1, 2호기 해체에 따른 방사성고체폐기물 관리방안 연구
Study on the Management of Radioactive Solid Wastes for the KRR-I & II
Dismantling Activities

이동규, 김희령, 박승국, 이봉재, 정경환, 백삼태, 정운수, 정기정

한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

연구로 1호기(TRIGA Mark-II)와 연구로 2호기(TRIGA Mark-III)가 각각 33 년과 23 년간의 정상 운영 끝에 그 수명을 다하여 현재 폐로를 맞이하게 되었다. 원자로를 해체함에 있어서, 실제로 방사성 폐기물의 처리가 주된 논점이 된다. 그러므로 직접적인 제염 및 해체 공사가 수행되기 전에 방사성 폐기물의 관리에 대한 방안이 우선적으로 계획되어야 한다. 본 연구에서는 이러한 해체 방사성 폐기물을 효과적으로 관리할 목적으로, 연구로 1, 2호기 폐로시 발생하는 방사성 고체 폐기물을 종류, 방사선학적 상태, 분류 기준 및 포장 방안 등으로 나누어 검토하였다.

Abstract

KRR-1 (TRIGA Mark-II) and KRR-2 (TRIGA Mark-III) have been operated 33 years and 23 years, respectively, and now are about to be decommissioned as they reach the end of their useful lives. In the decommissioning of the reactors, the treatment of radioactive wastes is practical issues and, therefore, the plan on it has to be essentially established prior to the actual decontamination and decommissioning activities. In the present study, the classification, radiological status, classification criteria and package on the radioactive solid wastes in the TRIGA Mark-II & III are investigated for the purpose of the effective management plan of them.

I. 서 론

우리나라 최초의 원자로인 연구로 1, 2 호기(TRIGA Mark-II & III)는 1962년 1호기의 가동을 시점으로 1972 년 2호기의 운전과 함께 원자로 특성 연구뿐 만 아니라 동위원소 생산, 방사화 분석, 원자력 공학도의 교육 훈련 등 다양한 분야에 이용되어 왔다. 이후 연구로의 시설 노후화와 하나로의 운전 개시에 따른 효율 가치의 상실로 1995년 운전 정지되었다. 이어 1997년 연구로에 대한 폐로 사업이 시작되었으며, 정부의 해체 인허가 승인을 받아 연구로 2호기를 선두로 2002년 말까지 실제적인 해체 공사가 마무리될 예정으로 있다.

우선, 해체설계를 위해 연구로 1, 2호기의 운전이력 검토와 원자로 주변기기들 및 원자로 수조 콘크리트에 대한 방사화 정도를 평가하였고, 시설 내외부의 방사선 오염정도를 측정하여 적절한 제염·해체 방법을 도출하였다. 도출된 제염·해체 방법에 대해 안전성 분석을 포함한 각 절차의

위해도와 작업성에 대한 평가를 하였고[1], 작업과정에서 발생가능한 방사선안전사고에 대한 사고 해석 및 방사선 방어계획을 수립하였다. 이를 토대로 방사성고체폐기물 처리를 위한 분류 기준, 포장 및 저장 방안을 논의하였다. 방사성고체폐기물의 분류 기준은 과기부 고시와 한국원자력연구소 소규 그리고 IAEA 권고사항을 적용하였다. 특히 중·저준위 방사성폐기물 처분장이 2008년에 가셔야 운영이 계획되어 있음을 감안하여, 해체 공사가 발생되는 방사성고체폐기물은 그 때까지 연구로 2호기에 임시 저장·관리하는 방안을 택하였다.

II. 방사성고체폐기물의 분류기준

해체공사 중 발생하는 방사성고체폐기물의 분류기준은 국내 원자력법규, 한국원자력연구소 소규 및 국제기준에 따랐다. 국내 원자력법규의 방사성폐기물 분류기준(과기부 고시 제98-12호)에 의하면, 방사성고체폐기물은 중·저준위와 고준위로 구분된다. 그러나 표 1에서 보는 바와 같이 국내 원자력 법규에 α -방출 핵종농도에 대해서는 중·저준위와 고준위 사이를 4,000 Bq/g 이상 또는 이하로 구분하고 있으나, β, γ -선 방출 핵종에 대해서는 명확하게 규정된 것이 없다[2-4]. 따라서 한국원자력연구소에서는 표면선량율을 기준으로 고준위, 중준위 및 저준위로 구분한 별도의 관리 소규를 마련하였다. 그러나 이 역시 표면선량율 기준이기 때문에, 폐기물자체의 방사능 농도와는 다소 거리가 있는 분류방법이다.

따라서 본 TRIGA 연구로 해체사업에서는 표 2에서 보는 바와 같이 방사성폐기물 분류기준을 IAEA Safety Standards Series ST-1/ Safe Transport of Radioactive Material (1996) 기준으로 규제기관에 제시하였다[5]. 즉 고체폐기물에 대해 저준위와 중준위로 분류하고, 방사능 세기는 $2 \times 10^{-3} \text{A}_2/\text{g}$ 이상 또는 이하로 제안하였다[6].

한편 TRIGA 연구로 부지는 더 이상 원자력시설로 운영될 계획이 없는 바, 무제한사용(Unrestricted Use)구역으로 전환하기로 하였다. 그러나 국내 원자력 법규에는 무제한사용구역에 대한 명확한 방사능적 기준이 없다. 따라서 본 TRIGA 연구로 부지의 경우 β, γ -선 방사선 기준으로 0.4 Bq/g 또는 0.4 Bq/cm²을 제염기준으로 제시하였다. 이는 영국의 제염기준(free release)과 동일한 값이며, 미국에서 일반적으로 제안하고 있는 0.4 ~ 0.8 Bq/g 또는 IAEA의 0.1 ~ 1.0 Bq/g과 부합되는 수치이다[4].

표 1. 주요국가별 방사성고체폐기물 분류기준 비교

폐기물 구분	영 국 기 준	미 국 기 준	국 내 기 준	
			과기부 고시 제98-12호	KAERI ⁽¹⁾
고준위 폐기물 (HLW)	• Heat generation fission product waste arising from reprocessing.	• Heat generation fission product waste arising from reprocessing. • Spent Fuel	• 반감기 20년 이상의 알파선 방출 핵종 농도 $\geq 4,000 \text{ Bq/g}$ • 열 발생률 $\geq 2 \text{ kW/m}^3$	• 표면선량율(D) $\geq 20 \text{ mSv/h}$
중준위 폐기물 (ILW)	• PCM ⁽²⁾ $> 4,000 \text{ Bq/g}$ • β, γ : HLW 와 LLW이 아닌것.	• TRU $> 4,000 \text{ Bq/g}$ • Class C 이상인 것	• 반감기 20년 이상의 알파선 방출 핵종 농도 $< 4,000 \text{ Bq/g}$ • 열발생률 $< 2 \text{ kW/m}^3$	• 표면선량율(D) $2 \leq D < 20 \text{ mSv/h}$
저준위 폐기물 (LLW)	• $\alpha < 4,000 \text{ Bq/g}$ • $\beta < 12,000 \text{ Bq/g}$	• $\alpha < 4,000 \text{ Bq/g}$ • 일부핵종에 대해 Class A, B, C로 단위부피당 방사능량 규제		• 표면선량율(D) $< 2 \text{ mSv/h}$

주: (1) 한국원자력연구소 소규 방사성폐기물 관리규정 (과기부 고시 98-12호 개정이전의 기준을 적용한 것임).

(2) Plutonium Contaminated Materials

(3) The Radioactive Substances (Substances of Low Activity) Exemption Order 1986 Amended 1992, UK

표 2. 연구로1,2호기 해체시의 방사성고체폐기물 분류기준

방사성폐기물 구분		방사능 농도	비 고
고 체 폐 기 물	저준위 방사성고체폐기물	$< 2 \times 10^{-3} \text{ A}_2/\text{g}$ (LSA-III 폐기물)	· A ₂ 는 IAEA Safety Standards Series No. ST-1(1996)의 Table I 에 제시된 값
	중준위 방사성고체폐기물	$\geq 2 \times 10^{-3} \text{ A}_2/\text{g}$ (LSA-III 기준 초과)	

III. 방사성고체폐기물 발생량

해체공사시 발생하는 방사성고체폐기물은 방사능 준위별로 다음과 같이 분류할 수 있다.

- 규제해제폐기물
- 저준위 방사성고체폐기물
- 중준위 방사성고체폐기물

III-1 규제해제폐기물

규제해제폐기물은 연구로 1, 2호기의 방사화콘크리트, 각종실험실의 잡고체나 극히 미미하게 오염된 각종 금속류(파이프류, 탱크류, 덕트류 등) 등에서 발생할 것으로 추정된다. 특히 원자로수조 차폐콘크리트의 방사화 정도 등에 따라서도 많은 양의 차이를 보일 것으로 예상된다. 아주 개략적으로 추정하면 규제해제폐기물의 발생량은 1,000 m³ 이하일 것으로 예상된다.

III-2 저준위 방사성고체폐기물

연구로에서 발생하는 저준위 방사성고체폐기물은 주로 방사화된 수조 콘크리트, 차폐철판, 흑연반사체, 각종 배관 등과 실험실 등의 해체작업 중에 발생하는 잡고체 등으로서, 표 1에 예상 발생량을 종류별로 구분, 추정하였다[6].

콘크리트의 경우, 연구로 1, 2호기 원자로수조의 차폐콘크리트가 40 cm 정도 방사화[7] 되었다고 추정하여 계산한 값이며, 차폐철판의 경우 원자로 차폐콘크리트 내부에 존재하는 방사선 차폐용 철판이다. 흑연의 경우, 연구로 1호기는 원자로심 주변의 반사체 및 Thermal column 주변에 사용되었으며, 2호기의 경우 Thermal Column 주위의 반사체로 사용된 것들이다. 한편, 기타 해체폐기물은 각종 배관류, 덕트류, 철재류, 탱크류, 기기류 및 실험실로부터 발생하는 잡고체류 등을 포함하고 있다. 압축성 고체폐기물에는 작업과정에서 발생하는 각종 방사성폐기물을 포함하고 있다.

그러나 표 1에서 제안된 수치는 콘크리트 등의 절단방법이나 공극률 등을 고려하여 계산한 값으로서 극히 명시적인 것일 뿐, 현 단계에서 정확한 폐기물량을 예측하기는 매우 어렵다.

표 3. 저준위 방사성고체폐기물의 예상 발생량

종 류	발 생 량 (m ³)		
	연구로 1호기	연구로 2호기	계
콘크리트	45	160	205
차폐철판	0.4	1.14	1.54
흑연	3.4	5.5	8.9
기타 해체폐기물	400		
압축성 폐기물	30		
합 계	645.44		

III-3 중준위 방사성고체폐기물

원자로 노심 주변의 기기 및 원자로수조 구조물은 대부분 알루미늄 재질로 되어있기 때문에 주로 단반감기 방사성핵종으로 방사화되었는데, 원자로 운전정지 기간동안 현저하게 감쇄되었을 것으로 판단된다. 그러나 노심주변에 위치한 회전시료조사대(RSR; 1호기 2개, 2호기 1개)의 경우 대부분이 알루미늄으로 되어 있으나, 내부의 치차, 볼트 등 극히 일부분(3.4 Kg/RSR)은 스테인레스 스틸 재질로 되어 있어서 이들이 상당히 방사화되어 있을 것으로 추정된다.

또한 노심 및 그 주변의 스테인레스 스틸 부품도 중준위폐기물로 분류될 것으로 추정되는데 분리 작업전 약 1.5m³ 정도 발생될 것으로 예상되지만, RSR로부터 스테인레스 스틸만 분리할 경우 그 양은 현격하게 감소할 것으로 보인다.

IV. 방사성고체폐기물의 방사선학적 상태

IV-1. 방사선량을 분포 및 오염 현황

방사선량을 측정은 원자로 시설을 비롯한 전 해체대상시설 내의 바닥, 벽면, 각종 실험시설물의 표면 등에서 이루어 졌다. 측정지점은 연구로 1호기에서는 원자로시설, 부속시설인 방사성동위원소 생산시설과 부대시설인 Resin 재생실, 액체폐기물처리실, 선원저장고에서 291개 지점에서 이루어졌다. 연구로 2호기에서는 원자로시설과 부속시설인 방사성동위원소 생산시설에 대하여 558개 지점을 대상으로 하였다.

표면오염도 측정은 smear방법을 이용하여 시설내의 바닥, 벽면, 실험시설물의 표면 등에서 시료를 채취하여 수행하였다. 채취지점은 표면 방사선량을 측정지점과 동일한 지점으로 선정하였으나, 18개 지점에서는 시료채취가 불가능하였다. 시설내의 바닥, 벽면, 각종 실험시설물의 표면 방사선량과 베타방출체에 의한 표면오염도의 준위별 분포를 그림 1에 나타내었다.

그림 1에서 보는 바와 같이, 연구로 1호기시설에서는 표면 방사선량을 측정 대상 지점 291개 중 92.4%인 269개 지점이 0.3 μ Sv/h이하임을 알 수 있고, 나머지 7.4%의 지점은 100 μ Sv/h이하임을 알 수 있다[2]. 표면오염도는 계측기의 검출하한치 이하인 지점이 83.2%이며, 나머지 16.8%의 오염된 지점들도 대부분 4,000 Bq/m² 이하로서 과학기술부고시 제98-12호의 허용오염도의 1/10이하임을 보이고 있다[3]. 따라서 시설내 잔존하고 있는 방사성물질과 일부 유리성 표면오염을 제거하고 나면 대부분 지역이 자연방사선준위로 낮아질 것으로 예측하고 있다.

한편, 연구로 2호기 시설에서의 표면 방사선량은 558개 지점 중 약 50%인 276개가 0.3 μ Sv/h이하인 것으로 나타났으며, 0.3 μ Sv/h ~ 100 μ Sv/h는 약 47%인 265개 지점이었다. 나머지 약 3%인 17개 지점은 100 μ Sv/h ~ 1000 μ Sv/h의 분포로 나타났다. 표면오염도는 540개 지점 중

계측기의 검출하한치 이하인 곳이 약 52%인 280개 지점이었으며, 36%인 195개 지점은 4000 Bq/m²이하를 보이고 있는데, 주로 원자로시설에서 나타나고 있다. 또한 약 12%인 65개 지점에서는 4000 Bq/m² ~ 1.00 x 10⁷ Bq/m²의 분포를 나타내고 있는데 이는 주로 동위원소생산시설내의 콘크리트셀과 납셀 내외부의 표면오염에 의한 것으로 나타났다.

따라서 연구로 1, 2호기 시설에 잔존하고 있는 이동 가능한 일부 방사성물질과 오염물질을 제거하면 대부분 지역은 IAEA에서 기술하고 있는 규제면제준위 이하일 것으로 판단된다[8-10].

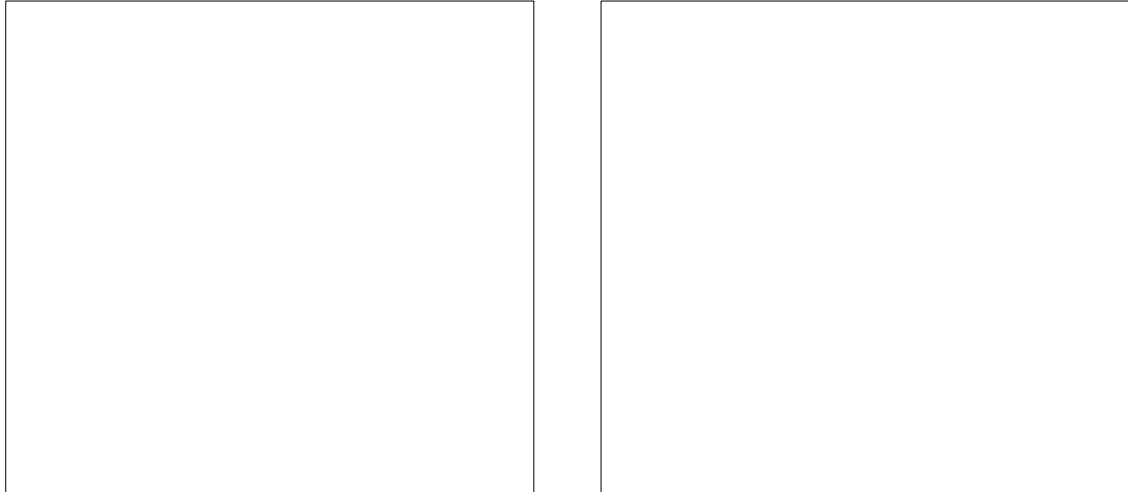


그림 1. 연구로 1, 2호기 시설내의 표면 방사선량을 및 표면오염도 분포

IV-2. 주요 부품 방사화 평가

주요 부품들에 대한 방사화 평가는 방사성폐기물 발생량 평가, 방사선 준위평가, 해체방법 및 취급방법 결정에 매우 중요한 요소이다. 주요부품 또는 주요 부위에 대한 방사화 평가는 ORIGIN 2.1 코드를 이용하여 수행하였다. 당초 이들에 대한 평가는 영국 AEA Technology사가 개발한 FISPIN 코드를 사용하였으나 해체계획서 작성 이후 추가적으로 평가해야 할 부분이 계속 발생하였지만 FISPIN 코드의 접근이 여의치 못하였다. 따라서 연구소에서 보유하고 있는 ORIGIN 2.1 코드로 재계산하여 두 가지 계산치에 대해 비교한 결과, 상대오차가 1.3%로 거의 차이를 보이지 않았기 때문에 이후 모든 계산은 ORIGIN 2.1 코드로 다시 수행하였다.

IV-2.1 회전시료조사대

연구로 1호기에는 회전시료조사대가 2개 있으나, 방사능량 계산 시에는 1개의 회전시료조사대가 처음부터 운전기간 동안 연속 사용되었다고 가정하여 평가하였다. 연구로 1호기는 33년간 총 열 출력이 3,735 MWh이며, 250 kW로 운전 시 노심에서의 최대 중성자속은 1.0×10^{13} n/cm²·sec이다. 33년 운전기간 동안의 중성자속을 실제와 보다 가깝게 접근하기 위하여 표 2에서와 같이 5년 단위로 기간을 정하고 각 기간별로 평균 중성자속을 산출하여 표 4에 정리하였다.

한편, 1호기 RSR위치에서의 중성자속은 보수적으로 노심에서의 중성자속을 적용하였으며, 가동정지 후 3년 경과하였다는 가정하에 방사화 계산프로그램인 ORIGIN 2.1코드로 계산하였다. 그 결과 스테인레스 스틸내 Co-60의 비방사능량은 7.01×10^6 Bq/g으로 평가되었다.

회전시료조사대의 총 스테인레스 스틸의 양이 3.4 kg이므로 Co-60의 총 방사능량은 2.38×10^{10} Bq인 것으로 평가된다. 회전시료조사대의 해체시 적절한 차폐수준의 결정과 작업방법을 모색하기

위하여, 평가된 Co-60의 방사능 양을 점선원으로 가정하고 차폐되지 않은 상태에서 회전시료조사대에서 1m 떨어진 지점에서의 방사선량을 계산한 결과 8.725 mSv/hr인 것으로 평가되었다.

연구로 2호기는 23년간 운전하여 총 열 출력이 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 중성자속 하에서 23년간 계속 운전된 것으로 가정하여 기간별 평균 출력 및 평균 중성자속을 산출하면 표 5와 같다.

1 MW 정상운전시의 노심중앙조사공(Central Thimble)에서의 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[6]. 따라서 최대 중성자속이 노심중앙조사공에 위치한다고 가정하면 최대 중성자속과 회전시료조사대에서의 중성자속의 비율은 0.3036이 된다. 이 비율을 적용한 회전시료조사대 위치에서의 평균 중성자속을 이용하여 ORIGIN 2.1코드로 가동정지 후 3년 경과시 스테인레스 스틸의 방사화로 인한 Co-60의 비 방사능량은 $1.98 \times 10^8 \text{ Bq/g}$ 으로 계산된다. 회전시료조사대의 총 스테인레스 스틸 양이 3.4 kg이므로 Co-60의 총 방사능량은 $6.75 \times 10^{11} \text{ Bq}$ 이고, 점선원으로 가정하여 차폐되지 않은 상태에서 회전시료조사대로부터 1m 떨어진 지점에서의 방사선량은 248.2 mSv/hr으로 평가된다[8].

상기 계산결과에 나타난 바와 같이 회전시료조사대내의 스테인레스 스틸 부품의 방사능 세기는 방사성고체폐기물 분류기준에 의하면 중준위와 저준위의 거의 중간위치에 있음을 알 수 있다. 그러나 본 계산에서의 여러 가지 가정을 고려하여, 그리고 취급상의 안전을 고려하여 본 스테인레스 스틸 부품은 모두 중준위폐기물로 고려하고 있다.

표 4. 기간별 평균출력 및 평균 중성자속(연구로1호기)

기간별(5년 단위)	평균출력(kW)	평균 중성자속($\text{n/cm}^2 \cdot \text{sec}$)
1962 ~ 1967*	15	6.0E11
1968 ~ 1972	37	1.5E12
1973 ~ 1977	18	7.2E11
1978 ~ 1982	15	6.0E11
1983 ~ 1987	0.4	1.6E10
1988 ~ 1992	0.2	8.0E09
1993 ~ 1995*	0.02	8.0E08

주) *: 실제운전기간이 5년이 초과되거나 부족한 경우이지만 평균출력은 기간에 맞도록 산출

표 5. 기간별 평균출력 및 평균 중성자속(연구로 2호기)

연도별(5년 단위)	평균출력(kW)	평균 중성자속($\text{n/cm}^2 \cdot \text{sec}$) (노심)	평균 중성자속($\text{n/cm}^2 \cdot \text{sec}$) (회전시료조사대)
1972 ~ 1977*	197	6.9E12	2.1E12
1978 ~ 1982	295	1.0E13	3.0E12
1983 ~ 1987	432	1.5E13	4.6E12
1988 ~ 1992	414	1.4E13	4.3E12
1993 ~ 1995*	384	1.3E13	3.9E12

주) *: 실제운전기간이 5년이 초과되거나 부족한 경우이지만 평균출력은 기간에 맞도록 산출

IV-2.2 원자로 차폐 콘크리트

차폐 콘크리트의 방사화된 부분은 주로 수조내부의 벽체중 노심 주변으로서 수조수가 채워져 있으므로 시료채취가 불가능하다. 따라서 차폐 콘크리트의 방사화 평가는 최대출력이 250 kW로서 연구로 1호기의 노심 구조와 유사한 영국의 ICI 연구용원자로의 콘크리트 방사화 평가자료를

이용하였다. 한편, ICI 원자로의 차폐콘크리트 방사화 평가는 미국 Michigan 원자로 해체시의 콘크리트 시료의 구성원소 실측자료에 근거한 자료를 이용하여 평가된 것이다.

즉, 가동정지 후 9개월이 경과한 ICI 연구로에서 추정된 20톤의 방사화 콘크리트(비중 2.4)의 총 방사능량은 8.0×10^7 Bq로 실측되었다. 연구로 1, 2호기 차폐 콘크리트의 구성원소가 Michigan 원자로와 같다고 가정하고, 평균출력과 운전 정지후의 경과시간의 차이를 보정하여 가동정지 후 3년 경과시의 연구로 1, 2호기 차폐 콘크리트의 총 방사능 양과 핵종별 비방사능을 평가한 결과 표 6과 같이 나타났다[6].

단, 연구로 1호기의 경우 ICI 연구로와 같이 방사화 콘크리트를 20톤으로 추정하였으며, 연구소 2호기의 경우 약 111톤으로 가정하여 계산한 값이다. 본 계산결과에서 나타난 바와 같이 연구로 1, 2호기의 방사화 콘크리트는 모두 저준위방사성폐기물로 평가되었으며, 그 양은 해체시의 공극률 등을 고려하여 표 1에서 나타난 바와 같이 45m^3 와 160m^3 로 추정되었다.

표 6. 연구로 1, 2호기의 가동정지 후 3년 경과시 차폐콘크리트의 주요 핵종별 총 방사능 양 및 비방사능

핵 종	연구로 1호기		연구로 2호기	
	총방사능(Bq)	비방사능(Bq/cm ³)	총방사능(Bq)	비방사능(Bq/cm ³)
Na-22	1.3×10^5	1.6×10^{-2}	1.1×10^8	2.4×10^0
Mn-54	1.6×10^5	1.9×10^{-2}	4.5×10^8	9.8×10^0
Fe-55	8.1×10^6	9.7×10^{-1}	6.7×10^{10}	1.4×10^2
Co-60	5.9×10^6	7.1×10^{-1}	3.8×10^9	8.2×10^1
Eu-152	1.3×10^7	1.5×10^0	6.7×10^{10}	1.4×10^2
Eu-154	8.3×10^5	1.0×10^{-1}	4.7×10^8	1.0×10^1
합 계	2.8×10^7	3.3×10^0	1.8×10^{10}	3.84×10^2

IV-2.3 원자로 수조의 스틸탱크 및 차폐철판

연구로 1호기의 원자로 수조를 이루고 있는 콘크리트 내부에 스틸로 제작된 수조탱크는 중성자속이 매우 낮아 대부분 방사화되지 않고, 노심에 인접하여 있는 일부분만이 방사화된 것으로 예상된다.

방사화 정도를 개략적으로 평가하기 위해 운전기간 중 노심의 평균 중성자속인 5.16×10^{11} n/cm²·sec를 이용하여 인접한 스틸탱크에서의 평균 중성자속을 계산하면 1.496×10^7 n/cm²·sec가 되며, 스틸탱크의 주요 고려 핵종인 Co-60의 단위 중량당 방사능은 4.38×10^3 Bq/g으로 계산된다. 일반적으로 스틸에 포함된 Co-59의 함량이 130 ppm[6]으로서, 스틸의 단위중량당 Co-60의 방사능량은 0.57×10^2 Bq/g으로 계산되는데, 이 값은 매우 보수적으로 산출된 값이다.

연구로 2호기의 차폐철판은 Thermal Column 상부의 원자로 수조 콘크리트 차폐체내에 매입되어 있으며 원자로의 운전시 일부 방사화되어 있을 것으로 예상된다. 차폐철판의 Co-60에 대한 방사능 양 평가는 연구로 1호기 원자로 수조의 스틸탱크와 같은 방법으로 수행하였다. 즉, 차폐철판에서의 평균 중성자속을 산출한 후 스틸의 방사화 정도를 계산한 결과 차폐철판내의 Co-60의 총 방사능량은 2.82×10^9 Bq이었다.

IV-2.4 노심 흑연반사체

연구로 1호기의 노심 흑연반사체는 알루미늄 재질의 통내에 분말로 채워져 있으며, 노심 주위에 위치하고 있으므로 원자로의 운전으로 인하여 방사화 되어있다. 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 흑연 시료를 채취하여 분석하여야 하나, 현재로서는 원자로 수조에 위치하고 있기 때문에 시료채취가 불가능하다. 따라서 이 역시 영국의 ICI 원자로 노심의 흑연분석자료를 이용하였다. 연구로 1호기의 평균 출력(12.9 kW)이 ICI 원자로 평균출력(48.8 kW)의 약 1/3.7이나 보수적으로 1/2을 적용하여 계산한 결과 연구로 1호기 노심 반사체의 흑연에 포함된 주요 핵종별 총 방사능량은 표 7과 같이 평가되었다[11].

표 7. 연구로 1호기의 노심 흑연반사체의 주요 핵종별 총 방사능량

핵 종	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
합 계	7.84×10^9	3.93×10^9

V. 방사성고체폐기물의 처리 및 관리 방안

V-1. 방사성고체폐기물 처리

규제해체폐기물의 경우 과기부 고시 제97-11호(방사성폐기물 자체처분등에 관한 규정) 제12조(별도승인)에 따라 별도로 구분하여 분리·저장하였다가 자체처분 절차에 따라 과학기술부 장관의 승인을 득한 후 처리할 계획으로 있다[12].

오염된 작업복이나, 장갑, 덧신 등 압축성 폐기물은 200 리터 드럼에 포장하여 보관하여 두었다가, 향후 소각하거나 처분장으로 이송·처분할 계획으로 있다. 기타 대부분의 고체폐기물은 4m³ ISO 컨테이너를 사용하여 종류별, 특성별로 분류·포장하여 현지에 임시보관할 계획으로 있으며, 이는 향후 중·저준위 방사성폐기물 처분장이 운영되면, 직접 처분장으로 이송할 예정이다.

한편, 회전시료조사대의 경우, 연구로 2호기에 있는 회전시료조사대를 연구로 1호기의 실험수조로 옮긴 다음(이곳에는 이미 연구로 1호기 회전시료조사대 2개가 보관되어 있음), 이곳에서 특수제작될 원격 분해·절단기를 이용하여 중준위급으로 분류되는 스테인레스 스틸 부품만 분류, 연구로 사용후핵연료 수송용기(TIF Transfer Cask)에 넣어 보관할 계획이다.

V-2. 관리 계획

해체공사 시 발생되는 방사성폐기물은 그 관리절차에 의해 관리되며 폐기물 주요 특성별 분류에는 다음과 같은 내용이 포함된다. 즉 재질, 형상, 물량, 발생위치, 저장용기, 보관위치 및 시기, 시료채취위치, 표면오염조사, 주요 핵종분석, 방사능측정 및 방사선량조사 등이다. 방사능 평가를 통하여 해체폐기물에 포함되어 있는 핵종 및 총방사능 양을 알 수 있으며, 이러한 모든 자료는 데이터베이스화하여 기록을 유지 관리할 것이다.

VI. 포장 및 저장

방사성폐기물의 포장용기에 대한 국내 원자력 법규는 일반적으로 원자력시설의 정상적인 운영시에 발생하는 방사성폐기물에 대해 규정하고 있다(표 8 참조). 그러나 원자력시설 해체폐기물과 같이 그 종류와 성상이 매우 다양한 폐기물의 포장용기에 대해서는 특별히 규정된 것이 없다. 따라서 본 폐로사업에서는 IAEA의 포장 및 운반에 관한 기준[5]에 따라 대부분의 고체폐기물을 4 m³ ISO 컨테이너에 포장할 계획이다(표 9 참조).

대형 ISO 컨테이너는 해체폐기물 포장을 위해 원자력선진국에서도 널리 사용되는 용기로서 폐기물의 특성에 따라 다양한 크기의 용기를 사용하는 것이 일반적인 추세이다.

표 8. 포장 및 운반에 따른 방사성물질 분류(국내법규)

운반물 종류	저준위 방사성물질	L형 운반물	A형 운반물	B형 운반물
구 분	- 균일하게분포되어있고방사능 농도가 A_2 값이1Ci보다 큰 핵종의 경우 11MBq/g을 초과하지 않는 방사성물질. - 오염도가 3.7Bq/cm²을 초과하지 않는 방사성 물질	위험성이 극히 적은 방사성물질 ($\leq 1 \times 10^{-3} A_1$, 또는 $\leq 1 \times 10^{-3} A_2$)	A_1 또는 A_2를 초과하지않는 방사성 물질	A_1 또는 A_2 를 초과하는 방사성물질
컨테이너의 방사선량율	- 표면 ≤ 10 mSv/h - 차량표면 ≤ 2 mSv/h	표면 ≤ 5 μSv/h	- 표면 ≤ 2 mSv/h 1 m 거리 ≤ 0.1 mSv/h	
시험조건	· 없음	· 없음	· 고시 96-38호의 별지2의 시험조건	· 고시 96-38호의 별지 3, 4의 시험조건
운반용기제작 승인/검사	· 운반용기 규정이 없음	· 필요 없음	· 필요 없음	· 과기처장관의 승인필요
운반신고	· 필요 없음	· 필요 없음	· 필요 없음	· 과기처장관에게 신고

표 9. IAEA 기준에 따른 포장 및 운반기준[5]

구 분	저준위 방사성물질	Type of Package		
		IP Type 1,2,3	Type A Package	Type B Package
기 준	- LSA-II: Specific activity가 $1 \times 10^{-4} A_2/g$을 초과하지 않는 물질 - LSA-III: Specific activity가 $2 \times 10^{-3} A_2/g$을 초과하지 않는 물질	· Containing LSA material	· Containing activity up to A_1 or A_2	· Containing activity in excess of A_1 or A_2
방사선량율		표면 ≤ 2 mSv/h		
시험조건		· ISO 1496/1 Freight Containers(IP-2,IP-3)	· Water spray, free drop, stacking and penetration test	· Mechanical, thermal and water immersion test
승인		필요 없음	필요 없음	승인 필요

특히, 해체공사시 발생하는 저준위폐기물은 대부분 콘크리트 및 스틸류로서, 기존의 200 리터 드럼을 사용할 경우 철재류 등의 세단으로 인한 작업량 증가, 이에 따른 작업자 피폭위험, 작업자의 산업재해 가능성 증가, 드럼량 증가, 철재류 등의 무리한 드럼내 주입으로 인한 드럼 파손 및 이에 따른 드럼 부식 가속화 등의 문제점이 나타나게 된다. 따라서, 작업자 피폭저감 차원에서 뿐만 아니라 용기의 적재효율 증가, 시설내 취급 용이성, 장기저장 및 처분장으로의 운송 등을 종합적으로 고려할 때 컨테이너의 사용은 가장 적절한 선택으로 판단된다.

다양한 크기의 컨테이너를 고려할 수도 있으나 TRIGA 연구로폐로사업의 경우 해체작업시 7.5톤 지게차로 취급이 가능하고 임시저장시 연구로 2호기 원자로실의 천장크레인(취급용량: 7.5톤)을 이용하여 2단 적재 등의 취급이 가능하도록 4m³ 규모의 균일한 ISO 컨테이너로 결정하였다[13].

VI. 결 론

연구로 1, 2호기 제염·해체시 발생하는 방사성고체폐기물의 관리 방안에 대하여 폐기물 종류, 방사선학적 상태, 분류 기준과 포장방안 및 저장방안 등으로 나누어서 논하였다. 예측되는 해체 방사성고체폐기물은 약 1,650 m³로 추산되었다. 방사성고체폐기물은 원자력 법규 및 한국원자력연구소 소규와 국제원자력기구의 권고 기준에 따라 저준위 및 중준위 폐기물로 분류하였다. 3개의 회전시료조사대 내의 스테인레스 스틸 10.2 kg은 방사능 총량이 6.98×10^{11} Bq(Co-60)로서 중준위급으로 분류하여, 별도 관리하도록 하였다. 방사성고체폐기물을 포장 및 저장할 철재저장용기는 ISO 1496/1 기준에 맞는 4m³ 규모의 소형 컨테이너로서, 추후 운반기준에도 만족시킬 수 있도록 설계·제작할 것이다. 이러한 저장 폐기물은 처분장 운영이 예상되는 2008년까지 연구로 2호기 원자로실에 임시 저장·관리한 후 이송할 계획으로 있다.

감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력 연구개발 사업의 일환으로 수행되었습니다.

참고문헌

- [1] "Hazard and Operability Study KRR-1/KRR-2", TRD-420-B-001, BNFL (1998)
- [2] 과기부고시 제98-12호, 방사선량 등을 정하는 기준, 과학기술부 (1998)
- [3] 방사성폐기물관리규정, 한국원자력연구소규, 한국원자력연구소
- [4] "Preliminary Decommissioning Design KRR-1/KRR-2", TRD-210-B001, BNFL (1998)
- [5] "Regulation for the Safe Transport Radioactive Material", IAEA Safety Standard Series ST-1(Amended 1996), IAEA (1996)
- [6] "Decommissioning Plan KRR-1/KRR-2", TRD-470-B-001, BNFL (1998)
- [7] "Decommissioning Study for Korea Advanced Energy Research Institute TRIGA Mark II Reactor", Bechtel (1987)
- [8] Criteria for Release of Equipment, Materials and Sites, IAEA Technical Reports Series, No.267 (1986).
- [9] Release Criteria, IAEA Technical Reports Series No. 334 (1992)
- [10] Application of Exemption Principles, IAEA Safety Series No. 11-p-1.1(1992)
- [11] 이봉재 외, "TRIGA Mark-III 연구로 시설의 폐로를 위한 시설내 잔류 방사선/능 평가", 대한

방사선학회지 제24권 2호 (1999)

[12] 과기부고시 제97-11호, 방사성 폐기물 자체처분등에 관한 규정, 과학기술부 (1997)

[13] Series 1 Flight Containers/Specification and Testing/Part 1: General Cargo Containers, International Organization for Standardization document ISO 1496/1