Journal of RADIATION INDUSTRY
Vol. 19, No. 1, pp. 19-25, 2025
https://doi.org/10.23042/radin.2025.19.1.19

Original article

국내 방사성폐기물 처분 환경을 고려한 RI 폐기물 고화체 방사선 조사량 설정을 위한 예비 평가

김우용[1,*] · 한상빈[1] · 권기남[1] · 송정호[1]
[1](주)비알앤씨

Preliminary Evaluation for Setting irradiation Criteria for Encapsulated Radioactive Isotope Waste form Considering Conditions of LILW Disposal Facility in Korea

Woo-Yong Kim[1,*], Sang-Bin Han[1], Ki-Nam Kwon[1], and Jung Ho Song[1]
[1]BRNC (Brigde btwn Radwaste & Clearance), 79-4, Mullae-ro, Yeongdeungpo-gu, Seoul 07294, Republic of Korea

ABSTRACT Radioactive isotope waste generated from the medical, industrial, and research sectors in Korea must be safely managed to minimize potential impacts on humans and the ecosystem. For this, radioactive waste needs to be safely disposed of in disposal facilities. However, due to the absence of treatment methodologies and technologies for radioactive isotope waste that guarantee the safety and long-term stability of disposal facilities in Korea, the waste is currently being stored long-term in the radioactive waste building within disposal sites without proper final disposal solutions. To address this challenge, the development of encapsulation treatment technologies is underway. This study assesses the absorbed dose of encapsulated waste forms using the MCNP computational code, reflecting the specific conditions of domestic disposal facilities, in order to establish irradiation testing criteria for waste forms post-encapsulation. The study modeled two scenarios: one with a uniformly distributed radioactivity environment and another a “Hot Spot” environment where radioactivity is concentrated in a specific area, assuming a cumulative radiation period of 300 years. The results showed an absorbed dose of 4.89×10^{3} Gy in the uniform distribution environment and 2.83×10^{5} Gy in the Hot Spot environment. These results did not exceed the irradiation testing criteria (1.0×10^{7} Gy) set by the U.S. NRC, confirming that encapsulated waste form containing inorganic materials such as sealed sources does not require irradiation testing. However, for encapsulated waste form containing organic materials, such as animal carcasses or organic liquids, irradiation testing is required. Based on the evaluation considering the domestic disposal environment, it is proposed to set the irradiation testing criteria at 5.0×10^{5} Gy. This study provides crucial foundational data for revising acceptance criteria for the safe disposal of radioactive isotope waste and is expected to contribute to establishing irradiation testing criteria suitable for the domestic disposal environment.

Key words: Disposal facility, Radioactive waste, Irradiation, Encapsulation, Immobilization, Waste acceptance criteria

1. 서 론

방사성 동위원소(이하 RI)는 의료, 산업, 연구 분야에서 비파괴 검사, 방사선 치료, 기후 및 지질 연구 등 다양한 목적으로 폭넓게 활용되고 있다. RI의 사용 과정에서 방사성폐기물은 필연적으로 발생하며, 이를 RI 폐기물이라 한다. RI 폐기물은 방사능이 감쇠되어 사용가치가 없어진 경우나 사업의 일부 또는 전부를 중단함에 따라 폐기 대상이 되는 밀봉선원과 그 외의 잡고체 및 액체 동위원소 폐기물로 구분된다. 실험실에서 발생하는 동물 사체나 혼합 폐액도 이에 포함된다[1].

RI 폐기물은 지속적으로 방사선을 방출하므로, 이를 안전하게 관리하기 위해서는 인간과 환경으로부터 완전히 격리해야 한다. 이에 RI 폐기물은 “방사성폐기물 인수방법 등에 관한 규정”에 따라 국내 방사성폐기물 처분시설 운영기관인 한국원자력환경공단(이하 환경공단)으로 인도되어 처분된다[1]. 그러나 처분된 방사성폐기물의 방사성 물질 또는 핵종은 시간이 경과함에 따라

ISSN 1976-2402 http://www.ksri.kr/
Copyright© 2025 by Korean Society of Radiation Industry
*Corresponding author: Woo-Yong Kim
Tel: +82-2-865-2811, E-mail: kwy@brncinc.co.kr
Received 7 November 2024 Revised 26 December 2024 Accepted 26 March 2025

처분시설의 공학적 방벽이 열화되거나 지하수 침투로 인해 생태계로 이동할 가능성이 있다. 이러한 방사성 물질의 이동은 인간과 환경에 심각한 방사선학적 영향을 미칠 수 있다. 따라서 이러한 영향을 최소화하려면 처분시설의 환경, 성능 목표 및 폐쇄 후 관리 기간 등을 고려한 폐기물 처리 방법과 인수기준이 수립되어야 한다[2].

현재 국내에서는 RI 폐기물의 감용 처리 및 포장 기술에 대한 연구와 기술 개발 사례는 있지만, 처분시설 운영 및 처분 후 안전성을 보장하는 명확한 처리 방법과 처분 기술이 여전히 부족한 상황이다. 이러한 기술적 부재는 RI 폐기물의 장기 보관과 안전한 처분을 어렵게 만들고 있다. 그 결과, 환경공단으로 인수된 RI 폐기물은 처분되지 못하고 인수 저장 건물에 장기 보관되고 있으며, 이는 처분시설의 인수 및 저장 용량의 포화로 인해 신규 RI 폐기물의 인수 제한을 초래하고, RI 산업의 활성화 및 RI 폐기물 관리의 안전성을 저해하는 문제를 야기하고 있다[3].

따라서 처분 안전성과 폐기물의 고유 특성을 고려한 RI 폐기물 처리 방법 및 처분 기술 개발과 RI 폐기물의 체계적인 관리 방안 수립 연구가 진행되고 있다. RI 폐기물의 처리 방법으로는 드럼 내 폐기물을 중앙에 위치시키고 시멘트와 같은 고화재로 둘러싸는 고정화 처리 방법이 고려되고 있다. 고정화 처리는 폐기물의 구조적 안정성을 확보하고, 방사성 물질의 확산을 억제하며 외부 방사선에 의한 영향을 최소화할 수 있다. 이를 통해 장기적으로 안전한 처분이 가능해진다[3].

고정화 처리를 통해 생성된 RI 고화체를 처분하기 위해서는 처분시설 인수기준에 따라 1.0×10^7 Gy 범위에서 방사선 조사 시험을 실시한 후 압축강도 시험 기준을 충족해야 한다. 이 방사선 조사량 기준(1.0×10^7 Gy)은 미국 Waste Form Technical Position Papers (NRC, 1991) 문서를 기반으로 설정된 것으로, 고화체의 구조적 안정성을 평가하는 중요한 기준이 된다[4]. 그러나 국내에는 이러한 높은 방사선 조사량이 요구되는 시험을 수행할 수 있는 기관이 매우 제한적이기 때문에, 고화체 시험을 주기적으로 수행하기 위해서는 상당한 시간과 비용이 소요될 것으로 예상된다. 따라서, 국내 처분시설 환경에서 고정화 고화체가 방사성폐기물에 의해 조사되는 예상 흡수선량을 평가하고, 이를 바탕으로 국내 실정에 맞는 방사선 조사량 기준을 설정할 필요가 있다.

본 연구에서는 국내 처분 환경의 특성을 고려하여 고화체가 처분 후 관리 기간 동안 받는 누적 흡수선량을 평가하고, 이를 바탕으로 국내 실정에 적합한 방사선 조사량 기준을 제시하며, 인수기준(안) 개발의 기초 자료로 활용하고자 한다.

2. 재료 및 방법

2.1. 흡수선량 계산

흡수선량은 전리방사선에 노출된 물질의 단위 질량(kg)당 흡수된 방사선의 에너지량(J)를 말하며, 단위는 그레이(Gy)이다. 에너지의 흡수 정도는 물질의 구성 및 분포상태, 방사선의 종류나 에너지에 따라 달라진다. 흡수선량 $\dot{D}$는 다음과 같은 기본 식으로 계산될 수 있다.

$$\dot{D} = E\frac{\mu_{en}}{\rho}\varnothing_r(P) \tag{1}$$

여기서 E는 감마선의 에너지, μ_{en}는 매질의 질량에너지 감쇄계수, 그리고 $\phi_r(P)$는 임의의 지점 P에서의 감마선 플럭스이다[5].

수 계산의 범위를 벗어나는 복잡한 구조 및 형상에서의 방사선 수송 해석은 전산코드를 활용하여 평가를 수행한다. 본 연구에서는 몬테카를로 해석 방법을 사용하는 MCNP (Monte Carlo N-Particle Transport Code) 전산코드를 사용하여 고화체의 흡수선량을 평가하였다. MCNP 코드는 확률적 분포를 가지는 방사선 거동을 무작위수를 사용하여 통계적으로 시뮬레이션하는 알고리즘을 적용한다. 이를 통해 다양한 물질 구조를 상세하게 모델링할 수 있을 뿐만 아니라, 복잡한 구조에서도 중성자와 광자 등 대부분의 입자에 대해 정확한 수송 해석을 수행할 수 있다[6].

MCNP 전산코드의 F6 Tally는 체적내에 단위질량당 평균 Energy deposition 값을 계산하는 Card이다. Energy deposition은 다음과 같은 track length 추정방식을 따라 계산된다[7].

$$F6 = \frac{\rho_\alpha}{\rho_g}\int_V\int_t\int_s H(E)\Phi(\vec{r},E,t)dEdt\frac{dV}{V} \tag{2}$$

$$H(E) = \sigma_T(E)H_{avg}(E),\ H_{avg}(E) = \sum_{i=1}^{3} p_i(E)\times(E-\overline{E_{out}}) \tag{3}$$

ρ_a = atom density (atoms/barn-cm)
ρ_g = gram density (g/cm^3)
H = heating response
$p_{i(E)}$ = probability of reaction i
i = (1) compton scattering with form factors
i = (2) pair production $\overline{E_{out}}$ = 1.022016 = 2 m_0c^2
i = (3) photoelectric

본 연구에서는 F6 Tally를 사용하여 방사성폐기물에서 방출되는 방사선에 조사되어 고정화 고화체가 흡수한 에너지를 단위 질량당 흡수에너지로 산출되도록 하였다.

2.2. 처분환경

현재 국내 방폐물 처분시설로는 중·저준위 방폐물을 처분하는 1단계 동굴처분시설이 운영 중이다. 또한, 저준위 및 극저준위 방폐물을 처분할 수 있는 2단계 표층처분시설과 3단계 매립형처분시설은 현재 건설 중이거나 건설 계획 단계에 있다. 본 연구에서는 인수기준 및 방폐물 정치계획에 따라 처분 총 방사능량이

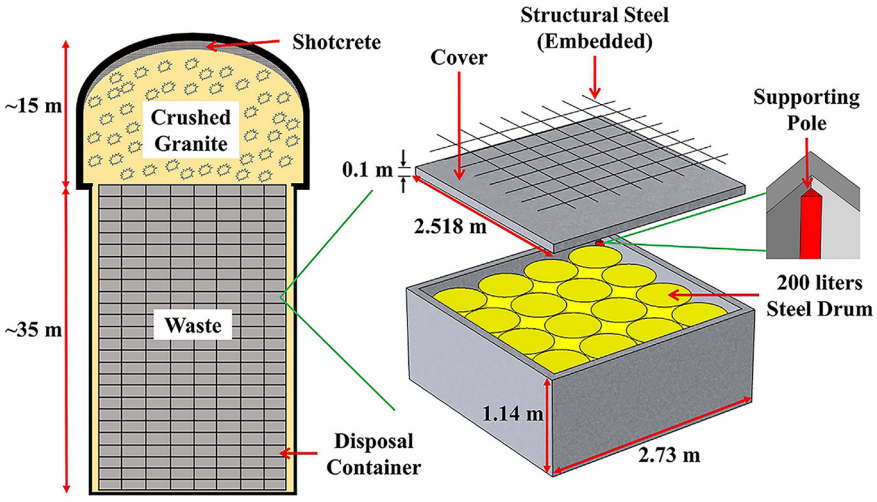

Fig. 1. 1st Phase of LILW Disposal Facility (Underground Silo) and 16-pack disposal container.

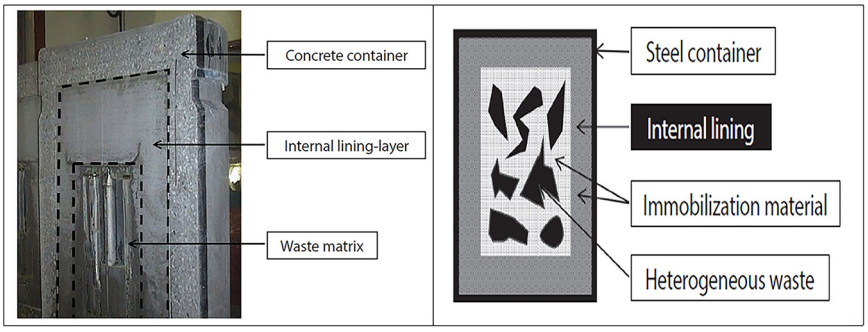

Fig. 2. Composition of encapsulated waste forms.

정해진 1단계 동굴처분시설을 대상으로 고화체의 누적 흡수선량을 평가하였다.

방폐물 1단계 동굴처분시설은 해수면 아래 지하 80~130 m 지점에 위치하며 지하수와의 상호작용을 통한 방사성 물질의 확산 가능성을 줄이고 외부 환경으로부터의 영향을 최소화되도록 하고 있다. 또한, 공학적 방벽과 자연 방벽을 조합하여 다중 방어체계를 형성함으로써 처분시설의 장기적인 안정성을 확보하고 방사성폐기물의 안전한 처분을 보장하고 있다. 동굴처분시설은 직경 23.6 m, 높이 50 m 규모의 원통형 구조물(이하 사일로) 6개로 구성되어있다. 사일로는 숏크리트와 콘크리트 라이닝으로 강화되어있으며, 처분용기, 뒷채움(backfills), 콘크리트로 구성된 공학적 방벽 시스템을 갖추고 있다[8].

처분용기는 Fig. 1 [9]과 같이 콘크리트 재질의 Box 형태로, 200 L 드럼 16개 또는 320 L 드럼 9개를 적재할 수 있으며, 사일로에 1단에 44개씩 최대 26단으로 적재되어 처분된다. 이러한 방식은 처분시설의 공간 효율성을 높이고, 방사성 물질의 누출을 방지하며, 장기적인 안전성을 유지하기 위한 중요한 요소로 작용한다.

2.3. 고화체

고정화 고화체는 Fig. 2와 같이 콘크리트 용기 또는 콘크리트 라이닝 드럼 안에 폐기물을 중앙에 배치하고 시멘트와 같은 고화재료를 넣어 단일 구조 형태로 생성되는 폐기물이다. 폐수지, 농축폐액 및 슬러지 등과 같은 폐기물이 고화재료와 균질하게 혼합되어 고화체의 모든 영역에서 동일한 특성이 나타나는 고형화 고화체와는 달리 고정화 고화체는 폐기물 영역과 고화재료의 영역이 구분된다. 즉, 고형화의 경우 고화체 시편을 채취하여 물리적, 화학적 및 방사선적 특성 시험을 통해 고화체의 특성을 분석할 수 있으나, 고정화의 경우 고화체 시편의 채취 위치에 따라 그 특성이 달라지기 때문에 고정화 고화체 시편은 그 고화체를 대표할 수 없다. 이에 따라 해외에서는 고화재료에 대해 고정화 고화체 시험요건을 적용하고 있다[10].

본 연구에서도 고정화 고화체에 대한 요건 적용 대상을 고화재료에 한정하였다. 즉, 고정화 대상 폐기물은 밀봉선원, 동물사체 및 유기폐액 등으로 다양하지만 폐기물의 종류 및 특성이 평가에 영향을 미치지 않으므로, 드럼 내부를 시멘트로 가득찬 단일 형태의 고화체로 묘사하여 평가를 수행하였다.

Table 1. Main radioactive nuclide characteristics of disposal facility

Nuclide	Half-Life (years)	Emitting Particles	Particle Energy (keV)
H-3	12.32	beta	18.6
C-14	5,700	beta	156
Co-60	5.27	gamma	1173, 1333
Ni-59	76,000	beta	6.9, 7.7
Ni-63	101	beta	67
Sr-90	28,91	beta	546
Nb-94	20,300	gamma	703, 871
Tc-99	200,000	beta	294
I-129	15,700,000	beta	154
Cs-137	30.08	gamma	662
Total Alpha	-	alpha	-

Table 2. Radioactivity of evaluated nuclides

Nuclide	Disposal radioactivity limit per Silo (Bq)	Limit increase (times)	Radioactivity in the Evaluation (Bq)
Co-60	5.50×10^{13}	-	5.50×10^{13}
Nb-94	1.40×10^{10}	1,350	2.00×10^{13}
Cs-137	8.00×10^{11}	220	1.70×10^{13}

2.4. 방사선원항

사일로에 처분되는 주요 방사성핵종은 Table 1와 같다. 알파선과 베타선은 물질의 투과력이 낮아 처분환경에서 방사선이 드럼 및 처분용기를 뚫고 고화체에 직접적인 영향을 미치기는 어렵다. 따라서 본 평가에서는 핵종 특성(반감기, 방출 방사선, 방출 에너지 등)을 고려하여 감마선 방출 핵종인 Co-60, Nb-94, Cs-137을 평가 대상 핵종으로 선정하였다.

환경공단은 처분시설의 안전한 관리를 위해서 6개의 사일로에 처분될 폐기물을 종류별로 구분하며,핵종별 처분 방사능량을 제한하고 있다. 평가 대상 핵종별 재고량은 환경공단의 안전성 평가분석보고서[11]에 기술된 사일로에 처분 가능한 핵종별 방사능량을 참고하였다. 다만 최근 처분시설의 인수기준이 Rev.5로 개정되며 처분시설에 처분농도 제한치가 상향되었다. 이에 사일로별 처분 방사능량 정보와 인수기준 개정사항[3]을 반영하여 평가대상 핵종별 방사능량을 Table 2와 같이 도출하였다.

2.4. 모델링 및 가정사항

2.4.1. 가정사항

고화체의 흡수선량 평가 방안 및 가정사항은 다음과 같다.

- 방사성폐기물이 가득 찬 사일로에서 방사선량이 가장 높을 것으로 예상되는 지점에서의 고화체 누적 흡수선량 산출
- 흡수선량 누적 기간: 300년(처분시설의 폐쇄 후 관리기간)
- 처분시설 내 폐기물 종류: 잡고체 폐기물 (밀도 0.8 g/cm^3)

2.4.2. 모델링

사일로에는 약 16,000개 이상의 드럼이 처분될 예정이다. 각 드럼에 포함된 핵종과 방사능 재고량은 모두 다를 수 있기 때문에 실제 사일로의 처분환경과 동일하게 모델링하는 것은 현실적으로 어렵다. 따라서 본 연구에서는 두 가지 처분시설 환경을 고려하여 평가를 수행하였다.

첫 번째 환경은 사일로 내 모든 폐기물이 균일한 방사능을 가지는 조건으로, 이는 방사능이 사일로에 균일하게 분포되어 있는 상황을 나타낸다. 이러한 환경을 모델링하기 위해 Fig. 3와 같이 사일로에 처분 가능한 전체 방사능량을 모든 드럼에 균등하게 분포시켜 모델링하였다. 처분용기는 사일로 내에 26단으로 적층되며, 1단에 44개의 처분용기가 배치되도록 모델링하였다. 평가대상인 고정화 고화체는 선량이 가장 높을 것으로 예상되는 중앙 지점에 위치하며, 고화체 드럼을 제외한 모든 드럼의 내용물은 잡고체 폐기물이다.

두 번째 환경은 특정 영역에 방사능이 집중된 Hot Spot이 존재하는 조건이다. 이 환경 조건은 방사능이 높은 드럼이 특정 영역에 집중되어 있는 매우 보수적인 가정으로 이러한 환경에서 고화체의 최대 흡수선량을 도출하기 위함이다. Hot Spot 환경은 Fig. 4와 같이 평가 대상을 중심으로 27개의 처분용기에 모든 방사능이 집중되도록 모델링하였다.

두 가지 모델링 환경을 통해, 본 연구는 방사능이 균일하게 분

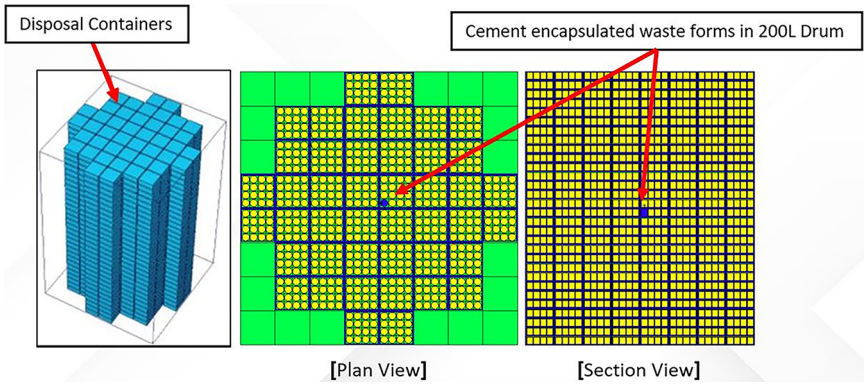

Fig. 3. Modeling of a uniform radioactive distribution environment.

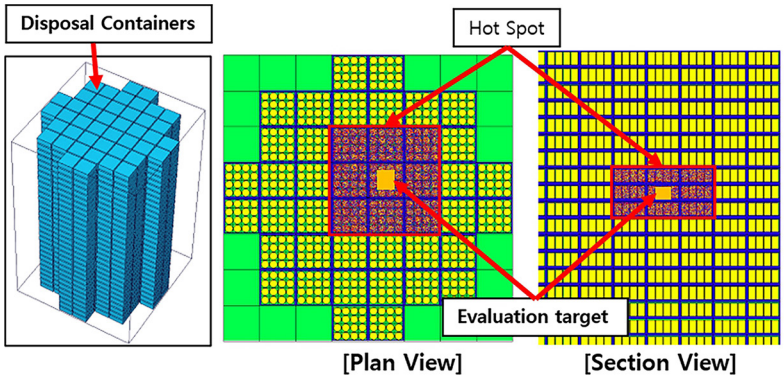

Fig. 4. Modeling of a Hot Spot Environment.

포된 경우와 특정 영역에 집중된 경우 각각에 대해 고화체의 흡수선량을 비교하였다. 이를 통해 고정화 고화체의 방사선 조사 기준 설정에 있어 그 적절성을 파악하고자 한다.

200 L 방사성폐기물 드럼과 처분용기의 모델링 제원은 다음과 같다. 잡고체폐기물을 제외한 모든 재질의 특성은 방사선 수송 모델링을 위한 물질 조성자료를 적용하였다[12].

- 200 L 방사성폐기물 드럼
  크기: ø 570 mm (외경)×884 mm (높이), 1.2 mm (두께)
  재질: 냉간압연강판
- 16-Pack 처분용기
  크기: 2,730 mm (가로)×2,730 mm (세로)×1140 mm (높이), 100 mm (두께)
  재질: 콘크리트

본 평가에서는 MCNP 전산코드의 MCPLIB84 광자 라이브러리를 적용하였으며, 모든 평가값에 대한 상대오차는 5% 이하가 되도록 수행하였다.

3. 결　　과

3.1. 균일분포

균일분포 환경은 사일로에 처분된 방사성폐기물이 동일한 방사능 농도를 갖는 조건을 의미한다. 사일로에 처분된 잡고체 드럼의 총 수는 18,304개(44개×26단×16개)이며, 각 드럼의 중량은 약 178 kg이다. 사일로에 처분 가능한 총 방사능량을 드럼의 수와 중량으로 나누어 평가한 핵종별 단위 질량당 방사능 농도는 Table 3과 같이 Co-60은 1.69×10^{4} Bq/g, Nb-94는 6.13×10^{3} Bq/g, Cs-137는 5.21×10^{3} Bq/g으로 계산되었다. 평가된 방사능

Table 3. Specific activity of dry drum (uniform environment)

Nuclide	Total Activity (Bq)	Number of Drums (units)	Weight (g)	Activity (Bq/g)
Co-60	5.50×10^{13}	18,304	1.78×10^{5}	1.69×10^{4}
Nb-94	2.00×10^{13}	18,304	1.78×10^{5}	6.13×10^{3}
Cs-137	1.70×10^{13}	18,304	1.78×10^{5}	5.21×10^{3}

Table 4. Evaluation of absorbed dose in waste forms (uniform environment)

Cumulative period (year)	Absorbed dose (Gy)			
	Co-60	Nb-94	Cs-137	Total
300	3.33×10^{2}	3.17×10^{3}	1.38×10^{3}	4.89×10^{3}

Table 5. Specific activity of dry drum (Hot Spot)

Nuclide	Total Activity (Bq)	Number of Drums (units)	Weight (g)	Activity (Bq/g)
Co-60	5.50×10^{13}	432	1.78E+05	7.14×10^{5}
Nb-94	2.00×10^{13}	432	1.78E+05	2.60×10^{5}
Cs-137	1.70×10^{13}	432	1.78E+05	2.21×10^{5}

Table 6. Radioactivity Concentration Limits for Low-Level Radioactive Waste

Nuclide	Activity (Bq/g)
H-3	1.11×10^{6}
C-14	2.22×10^{5}
Co-60	3.70×10^{7}
Ni-59	7.40×10^{4}
Ni-63	1.11×10^{7}
Sr-90	7.40×10^{4}
Nb-94	1.11×10^{2}
Tc-99	1.11×10^{3}
I-129	3.70×10^{1}
Cs-137	1.11×10^{6}
Total Alpha	3.70×10^{3}

농도는 자체처분 허용농도(Co-137, Nb-94, Cs-137: 0.1 Bq/g)의 100배를 초과하며, 방사성폐기물 분류기준에 따라 저준위 방사성폐기물에 해당한다[13].

방사능이 사일로 내에 균일하게 분포된 환경에서 방사선 조사에 의해 고정화 고화체에 300년간 흡수되는 단위 질량당 에너지량은 Table 4에 나타난 바와 같이 4.89×10^{3} Gy이다.

3.2. Hot Spot

Hot Spot 환경은 사일로 내 특정 지역에 고방사능 방사성폐기물이 집중되어 처분되는 조건을 의미한다. 고방사능 잡고체 드럼의 수는 432개(9개×3단×16개)이다. 사일로에 처분 가능한 총 방사능량을 드럼의 수와 각 드럼의 중량으로 나누어 평가한 핵종별 단위 질량당 방사능 농도는 Table 5와 같다. Co-60은 7.14×10^{5} Bq/g, Nb-94는 2.60×10^{5} Bq/g, Cs-137는 2.21×10^{5} Bq/g으로 계산되었다. 방사성폐기물 분류기준에 따른 저준위방사성폐기물의 방사능 농도 제한치는 Table 6 [12]과 같다. 평가결과에 따르면, Co-60과 Cs-137은 저준위 제한치를 초과하지 않으나, Nb-94는 저준위 제한치를 초과하는 것으로 나타났다. 따라서 27개의 처분용기에 적재된 432개의 드럼은 중준위 방사성폐기물로 분류된다.

Hot Spot 환경에서 고정화 고화체의 300년간 누적 흡수선량은 Table 7에 나타난 바와 같이 2.83×10^{5} Gy으로 평가되었다. Hot Spot 환경은 고화체 주변 방사능이 균일분포 조건보다 약 42배 높은 방사선원항 조건으로 고화체의 300년 누적 흡수선량이 균일분포보다 약 58배 높게 평가되었다.

4. 고 찰

미국 Waste Form Technical Position Papers (NRC, 1983)에 따르면 시멘트 물질이 감마선에 의해 1.0×10^{7} Gy 이상의 선량을 흡수하더라도 그 특성이 크게 변하지 않는다고 기술되어 있다. 따라서 시멘트 고화체에 대해서는 특정조건에 해당하지 않는 한, 방사선 조사 시험을 통해 고화체의 열화 특성을 확인할 필요가 없다. 이러한 특정조건은 다음과 같다[14].

- 이온교환수지나 기타 유기물질을 함유하고 있지 않거나
- 예상되는 누적 흡수선량이 1.0×10^{7} Gy 이상을 초과하지 않을 경우

만약 고화체가 이온교환수지나 유기물질을 포함할 경우, NRC는 1.0×10^{6} Gy 이상의 방사선 조사 시험을 요구하고 있으며, 그

Table 7. Evaluation of absorbed dose in waste forms (Hot Spot)

Cumulative period (year)	absorbed dose (Gy)			
	Co-60	Nb-94	Cs-137	total
300	1.93×10^{4}	1.84×10^{5}	7.98×10^{4}	2.83×10^{5}

외의 경우에는 1.0×10^{7} Gy 이상의 방사선 조사량을 기준으로 한다.

RI 폐기물은 밀봉선원과 같은 무기물과 동물 사체 또는 유기 폐액과 같은 유기물로 구분할 수 있다. 고정화 고화체의 300년간 누적 흡수선량을 평가한 결과, 방사능이 균일하게 분포된 환경에서는 $4.89E\times10^{3}$ Gy의 선량이 나타났으며, Hot Spot 조건에서는 2.83×10^{5} Gy의 선량이 도출되었다. 이 값은 NRC에서 제시한 1.0×10^{7} Gy 기준을 초과하지 않았다. 따라서, 밀봉선원과 같은 무기물질 고화체의 경우 방사선 조사 시험을 수행하지 않아도 처분안전성을 확보할 수 있을 것으로 판단된다.

그러나 유기물질을 포함한 고화체는 특정 조건에 해당하므로, 1.0×10^{6} Gy 이상의 방사선 조사 시험을 수행해야 한다. 다만, 국내 처분 환경을 고려한 평가 결과를 반영한다면, 방사선 조사량 기준을 5.00×10^{3} Gy~3.0×10^{5} Gy 범위에서 설정하는 것이 합리적이라고 판단된다.

5. 결 론

본 연구에서는 국내 처분시설 환경을 고려하여 고정화 고화체의 방사선 조사 시험 기준을 설정하기 위해, MCNP 전산코드를 활용하여 고화체의 흡수선량을 평가하였다. 연구 결과, 방사성폐기물이 균일하게 분포된 환경에서는 4.89E+03 Gy, 방사능이 일정 영역에 집중된 Hot Spot 환경에서는 2.83×10^{5} Gy의 흡수선량이 도출되었다.

두 가지 평가 결과 모두 미국 NRC에서 제시한 방사선 조사 시험 필요 조건인 1.0×10^{7} Gy를 초과하지 않아, 밀봉선원과 같은 무기물질을 포함한 고화체의 경우 방사선 조사 시험이 필요하지 않음을 확인하였다. 그러나 동물 사체 및 유기 폐액과 같은 유기물질을 포함한 고화체는 NRC 기준에 따라 방사선 조사 시험이 필요하므로, 국내 처분 환경을 고려한 평가 결과를 반영하여 방사선 조사량 기준을 5.0×10^{5} Gy로 설정하는 것이 합리적임을 제시하였다.

본 연구를 통해 도출된 RI 폐기물 고화체의 방사선 조사 시험 적용 적절성과 조사량 기준은, 국내 처분 환경에 맞는 고정화 고화체의 방사선 조사 요건 수립과 폐기물 처분의 안전성 제고를 위한 인수기준 개정(안) 수립에 기초자료로 활용될 수 있을 것으로 기대된다.

사 사

본 논문은 에너지기술평가원(KETEP)에서 주관하는 중·저준위방폐물 복합처분시설 안전관리강화 기술개발 “장기보관 RI 폐기물의 안전한 관리를 위한 처리방법 및 처분기술 개발” 과제(과제번호: RS-2023-00234593)의 일환으로 수행되었습니다.

참고문헌

1. Ministry of Trade, Industry and Energy. 2016. Regulations on the Acceptance Method of Radioactive Waste. MOTIE Notice No. 2016-230.
2. Korea Radioactive Waste Agency. 2024. Acceptance Criteria for Intermediate and Low-Level Radioactive Waste of 1st Phase LILW Disposal Facility. KORAD, WAC-SIL-2024-1, Rev.5.
3. Ministry of Trade, Industry and Energy. 2023. Research and Development Proposal-Development of treatment/conditioning techniques for safe management of long-stored RI waste.
4. Nuclear Regulatory Commission. 1991. Technical Position on Waste Form, Rev. 1. ADAMS Accession No. ML033630746.
5. Ik-Sung Lim, Ki-Yup Kim, Gyu-Hong Roh. 2009. A New Model to Calculate an Absorbed Dose for the Gamma Irradiation Facility. *Journal of Radiation Industry* **3**(2):115-120.
6. Ho-Seog Dho, Ye-Seul Cho, Hyun-Goo Kang, Jae-Chul Ha. 2023. Preliminary Radiation Exposure Dose Evaluation for Workers of the Landfill Disposal Facility Considering the Radiological Characteristics of Very Low Level Concrete and Metal Decommissioning Wastes. *Journal of Radiation Industry* **17**(4):509-518.
7. Yong-Ho Kim. 2007. Dose Distribution Calculation Using MCNPX Code in the Gamma-ray Irradiation Cell. Department of Nuclear & Energy Engineering Graduate School, Jeju National University.
8. Younglim Shin, Jongwon Lee. 2017. The Status and Experiences of LILW Disposal Facility Construction. *J. Korean Soc. Miner. Energy Resour. Eng.* **54**(4):389-396. https://doi.org/10.12972/ksmer.2017.54.4.389.
9. Hyeongjin Byeon, Gwan Yoon Jeong, Jaeyeong Park. 2021. Structural stability analysis of waste packages containing low- and intermediate-level radioactive waste in a silo-type repository. *Nuclear Engineering and Technology* **53**:1524-1533. https://doi.org/10.1016/j.net.2020.10.019.
10. Noh-Gyeom Jeong, Chang-Lak Kim. 2024. A Study of Immobilization Per formance Requirements for Heterogeneous Radioactive Waste. *JNFCWT* **22**(1):81-89. https://doi.org/10.7733/jnfcwt.2024.003.
11. Korea Radioactive Waste Agency, 2008. Safety Analysis Report for Low and Intermediate Level Radioactive Waste Disposal Facility, Rev.15, PP. 8.2.1-8.2.2.
12. Data Mining Analysis and Modeling Cell. 2021. Compendium of Material Composition Data for Radiation Transport Modeling. 200-DMAMC-128170 PNNL-15870, Rev. 2.
13. Nuclear Safety and Security Commission, 2023. Regulations on the Classification and Clearance Criteria of Radioactive Waste. NSSC Notice No. 2023-7.
14. Korea Atomic Energy Research Institute. 2008. Comparison of Various Standard Test Methods for Characterization of Radioactive Waste Form. KAERI/TR-3695.