

폐밀봉선원 처분시스템 예비 폐쇄후 안전성평가

이승희 · 김주열*

(주)미래와도전

Preliminary Post-closure Safety Assessment of Disposal System for Disused Sealed Radioactive Source

Seunghee Lee · Juyoul Kim*

FNC Technology Co.

ABSTRACT

An optimum disposal plan of disused sealed radioactive sources (DSRSs) should be established to ensure long-term disposal safety at the low- and intermediate-level radioactive waste (LILW) disposal facility in Gyeongju. In this study, an optimum disposal system was suggested and preliminary post-closure safety assessment was performed. The DSRSs disposal system was composed of a rock cavern and near surface disposal facilities at the Gyeongju LILW disposal facility. The assessment was conducted using GoldSim program, and probabilistic assessment and sensitivity analysis were implemented to evaluate the uncertainties in the input parameters of natural barriers. Deterministic and probabilistic calculations indicated that the maximum dose was below the regulatory limits (0.1 mSvyr⁻¹ for the normal scenario, 1 mSvyr⁻¹ for the well scenario). It was concluded that the DSRSs disposal system would maintain environmental safety over a long-time. Moreover, the partition coefficient of Np in host rock, Darcy velocity in host rock, and density of the host rock were the most sensitive parameters in predicting exposure dose in the safety assessment.

Key words : Disused sealed radioactive source, Disposal facility, Post-closure safety assessment, Sensitivity analysis, GoldSim

1. 서 론

밀봉선원은 밀폐된 캡슐에 방사선원을 포함하고 있는 방사성동위원소이다. 국내 밀봉선원은 병원, 산업체, 연구소, 학교 등에서 활발히 사용되고 있으며 더 이상 사용되지 않거나 방사능 준위가 낮아 사용이 불가할 경우 폐밀봉선원으로 분류되어 한국원자력환경공단 폐기시설에 위탁폐기된다. 폐기시설에 임시저장되어 있는 폐밀봉선원은 인수절차에 따라 경주 중·저준위 방사성폐기물 처분시설 부지 내 인수저장건물에 인수 및 저장되고 향후 구체적인 처분방안이 마련된 후에 영구처분될 예정이다. 이에 따라 다양한 장반감기 핵종을 포함하는 폐밀봉선원의 고유 특성과 국내 처분환경 등을 종합적으로 고려하여 폐밀봉선원의 최적 처분시스템을 수립하기 위한 기반 연구를

수행하여야 한다. 또한 국내 방사성폐기물에 관한 연구는 대부분 원자력발전소에서 발생한 폐기물을 대상으로 진행되어 왔다. 처분분야에서도 처분시설의 폐쇄후 안전성평가는 대부분 원자력발전소에서 발생한 중·저준위 방사성폐기물과 사용후핵연료를 대상으로 수행되어 왔다 (KAERI, 2010; Lee et al., 1999; Lee et al., 2016). 따라서 비원전 발생 방사성폐기물인 폐밀봉선원을 대상으로 처분시설 폐쇄후 안전성평가를 수행할 필요성이 있다.

국내 방사성폐기물 처분시설의 폐쇄후 안전성평가 법적 규제치는 원자력안전위원회고시 제2014-56호 ‘중·저준위 방사성폐기물 처분시설에 관한 방사선 위해방지기준’ 제6조(성능목표치)와 제11조(인간침입에 대한 방호)에 의거하여 다음과 같이 결정된다. 평가기간은 동고시 제7조(성능평가기간)에 따라 1,000년 이하이나 최대값이 1,000

*Corresponding author : gracemi@fnctech.com

Received : 2017. 7. 18 Reviewed : 2017. 8. 10 Accepted : 2017. 8. 18

Discussion until : 2017. 10. 31

년 이후에 발생할 경우에는 1,000년 이후의 기간에 대한 성능 평가를 수행해야 한다(NSSC, 2014b).

- 정상시 결정집단의 개인 피폭선량 : 0.1 mSvyr^{-1} 이하
- 자연적 또는 인위적 요인으로 인한 위험도 : 10^{-6} yr^{-1} 이하
- 인간침입으로 인한 개인 피폭선량 : 1 mSvyr^{-1} 이하

본 연구에서는 동굴처분시설과 표층처분시설로 구성된 경주 중·저준위 방사성폐기물 처분시설(복합처분시설)에 폐밀봉선원이 모두 처분되고 난 후 폐쇄 시점으로부터 처분시설에서 누출된 방사성핵종이 인간과 환경에 미치는 영향을 평가하였다. 국내 폐밀봉선원의 선원 고유 특성, 처분방안 등을 반영하여 폐밀봉선원의 처분시스템을 설정하고 법적규제치 준수여부를 확인하였다. 방사성폐기물 처분안전성평가 전산코드인 GoldSim을 사용하여 평가기간

에 따른 결정집단 개인의 예상 피폭선량을 계산하였으며 법적 규제치를 만족하는지 판단하고 최대값이 나타나는 기간에 대한 폐밀봉선원 처분시스템의 장기적 안전성을 확인하였다.

2. 재료 및 방법

2.1. 폐밀봉선원 처분시스템 개념모델 및 시나리오

폐밀봉선원 처분시스템 개념 모델은 경주 중·저준위 방사성폐기물 복합처분시설의 지리정보를 반영하고 동일한 부지 및 수리 정보 등을 적용하여 도출하였다. 동굴처분시설과 표층처분시설의 모델링은 각각 중·저준위 방사성폐기물 처분장 1단계 동굴처분시설 안전성분석보고서(KHNP, 2008), 2단계 표층처분시설 사전안전성평가보고서(KORAD, 2015)에 제시된 사항을 적용하였다. 처분시

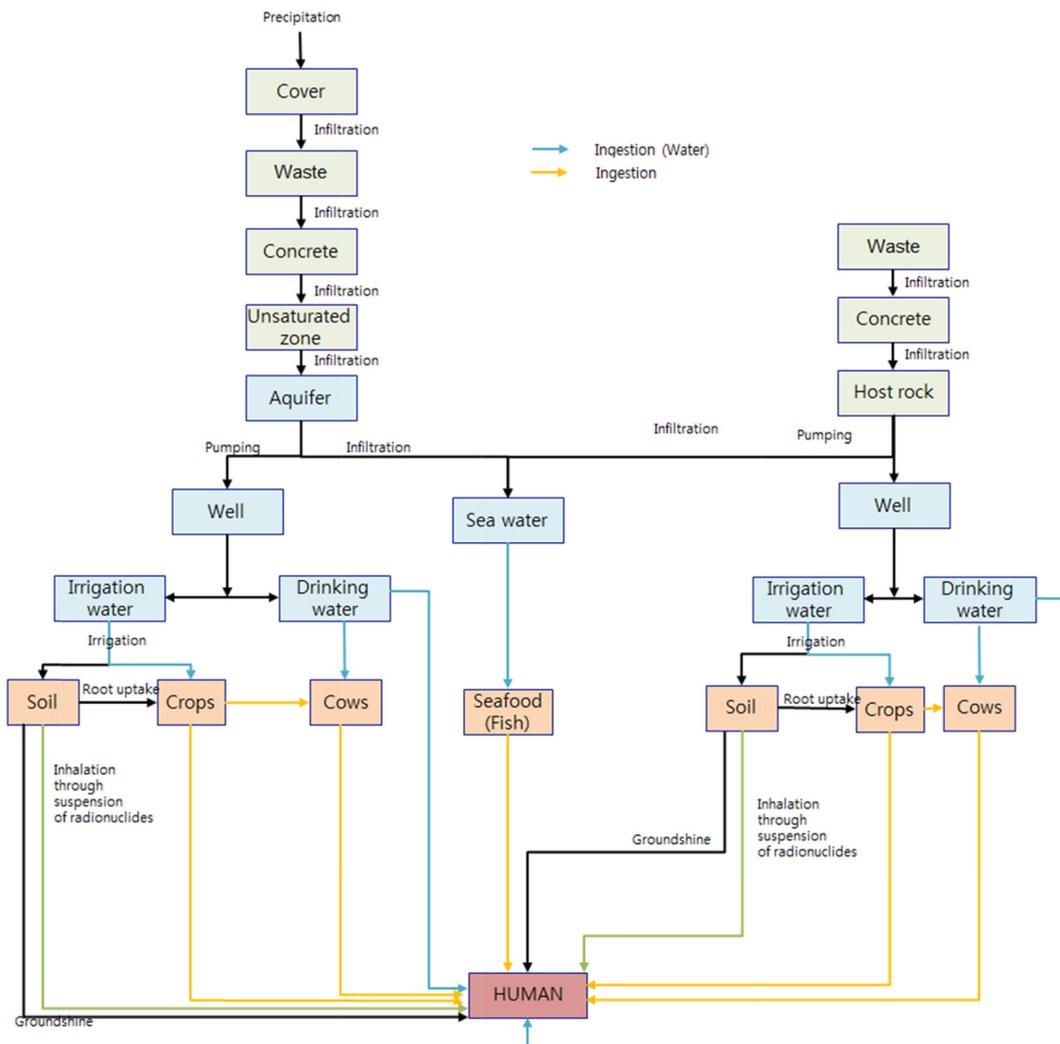


Fig. 1. Conceptual model for the DSRS disposal system.

스텝 내 각 시설의 지하수유동은 서로간의 간섭현상이 없이 독립적으로 모사되므로 두 처분방식별 개념 모델과 통합된 복합처분시설의 폐밀봉선원 처분시스템 개념 모델은 동일하게 정의되었다. 폐밀봉선원 처분시스템에서의 각 시설에서 누출된 방사성핵종은 지하수유동에 따라 이동하고 최종적으로 생태계에서 혼합되어 결정집단의 피폭선량에 영향을 주므로 복합처분시설의 선원항, 근계영역, 원계영역의 개념 모델은 각 시설별 개념 모델과 동일하고 최종적으로 생태계에서의 방사능 농도는 두 시설에서 누출된 방사능 농도의 합으로 계산하였다.

Fig. 1은 폐밀봉선원 복합처분시설의 개념도를 나타낸다. 동굴처분시설에서 시설 폐쇄후 사일로는 지하수 유입 또는 침투로 인하여 포화상태에 도달하고 사일로 내 방사성 핵종은 지하수에 용해되어 이류 현상에 의해 근계영역을 통과하는 것으로 모델링하였다. 근계영역은 공학적 방벽을 콘크리트로 단순화 하였으며 콘크리트는 열화현상을 고려하여 1,400년도 이전에는 콘크리트 건전성이 100% 유지되며 이후에 모두 열화되는 것으로 가정하였다(KHNP, 2008). 근계영역을 통과한 핵종은 원계영역 부분인 암반으로 이동하며 암반 내 지하수에 따라 이동하도록 모델링하였다. 표층처분시설은 불포화층에 위치하므로 시설로 유입되는 물은 강수의 침투로 제한하였다. 강수는 처분시설 덮개를 통해 시설 내로 침투하며 방사성핵종은 침투한 우수에 용해되어 이류 현상에 의해 근계영역(공학적 방벽)을 통과하도록 모델링하였다. 공학적 방벽을 통과한 방사성핵종은 불포화층으로 이동하며 이류 현상에 의해 대수층으로 이동하도록 모델링하였다.

동굴처분시설과 표층처분시설에서 독립적으로 지하수유동을 따라 이동하는 방사성핵종은 매질과 생태계의 경계(Geosphere Biosphere Interface, GBI)에서 피폭집단으로 이동하는 것으로 모델링하였다. 정상 시나리오 시 방사성 핵종은 모두 해양으로 이동하여 해양을 GBI로 하며, 우물 시나리오 시 방사성핵종은 모두 우물로 이동하여 우물을 GBI로 하였다. 처분시스템 복합처분시설의 개념 모델은 동굴처분시설과 표층처분시설에서 이동한 방사성핵종의 합계를 GBI에서 결정하고 이를 통해 결정집단의 피폭선량을 계산하도록 하였다. 이 때 결정집단은 동굴처분시설과 표층처분시설의 사이에 존재하는 것으로 가정하였다.

지하수유동에 따른 핵종이동 시나리오는 정상 조건에서의 방사성핵종 누출과 인간침입 조건에서의 방사성핵종 누출에 대한 시나리오를 각각 평가 대상으로 결정하였다. 이 때 처분부지의 지표면에는 대표적인 수괴가 존재하지 않는 것으로 가정하였다.

정상시나리오에서는 처분시설의 폐쇄후 시설 부근에서의 비정상적 상황은 고려되지 않으며 폐기물에서 누출된 방사성핵종이 지하수를 따라 근계영역, 원계영역을 순차적으로 통과하여 생태계로 이동하는 것으로 모델링하였다. 폐밀봉선원의 처분용기, 표층처분시설의 처분덮개와 콘크리트 슬래브, 동굴처분시설의 공학적방벽을 구성하는 콘크리트는 각각의 평가시간에 따라 물리화학적 반응을 통해 건전성이 감소되는 것으로 모델링하였다. 인간침입 우물시나리오는 처분시스템의 지하수 이동경로에 따라 우물이 개발되는 상황을 고려하였다. 동굴처분시설 부근에는 심층 우물이 방사성핵종이 지하수유동에 따라 통과하는 암반내 지하수 이동경로에 위치하고 표층처분시설 부근에는 방사성핵종이 이동하는 대수층에 우물이 개발되는 것으로 가정하였다. 정상시나리오의 경우에는 경주 방사성 폐기물 처분시설의 지리적 위치에 따라 모든 방사성핵종이 원계영역을 통과하여 해양으로 이동하는 것을 가정하나 우물시나리오의 경우에는 방사성핵종이 해양생태계로 도달되기 이전에 우물을 통해 지표로 유출되는 것을 가정하였다. 따라서 정상시나리오의 경우에는 해양의 어류 섭취를 통한 피폭만을 고려하며 우물시나리오의 경우에는 지표면에서 부유한 핵종에 의한 외부피폭(Groundshine), 호흡, 농작물, 육류 및 식수 섭취를 통한 피폭을 고려하였다. 표층처분시설 덮개를 따라 확산되어 공기중으로 방출된 방사성핵종에 의한 외부피폭(Cloudshine)은 표층처분시설 처분덮개 부근의 결정집단의 피폭을 대상으로 하기 때문에 본 연구에서는 고려하지 않았다.

2.2. 폐밀봉선원 처분시스템 예비 폐쇄후 안전성평가

폐밀봉선원 처분시스템 예비 폐쇄후 안전성평가의 입력 자료는 기본적으로 지하수 이동경로에 존재하는 물질의 물성치, 핵종별 분배계수 및 용해도, 지하수 Darcy 속도 등이 있으며 Table 1~Table 3과 같다. 이는 1단계 안전성분석보고서와 2단계 사전안전성평가보고서를 반영하여 동굴처분시설과 표층처분시설에 대해 개별적으로 수행된 예비 폐쇄후 안전성평가의 입력값을 대부분 동일하게 사용하였다(Lee and Kim, 2017). 단, 동굴처분시설과 모암과 대수층에서의 Darcy 속도는 최신연구결과(Jung et al., 2016)를 반영하였다.

폐밀봉선원 처분시스템의 처분 폐기물은 1994년부터 2014년까지 위탁폐기된 폐밀봉선원을 대상으로 하였다. 국내에서 발생된 폐밀봉선원은 총 34개 핵종으로 혼합선원 3종(⁹⁰Sr와 3종, ⁶⁰Co와 3종 및 ⁹⁰Sr/⁹⁰Y)과 중성자선원 3종(²⁴¹Am/Be, ²²⁶Ra/Be 및 ¹²⁴Sb/Be)을 제외한 28개 핵종

Table 1. Material properties of the DSRS disposal system (Lee and Kim, 2017)

	Material	Density (kg m ⁻³)	Porosity	Hydraulic conductivity (cm sec ⁻¹)	Thickness (m)
	Waste	1,890	0.3	N/A	N/A
Cover (Near surface)	Silt	1,946	0.47	1.00×10^{-04}	2
	Gravelly Sand	1,650	0.32	1.00×10^{-02}	0.5
	Pea Gravel	1,788	0.26	1.00×10^{00}	0.5
	Sand	1,281	0.37	3.00×10^{-02}	1
	Geomembrane	1,000	0.0001	1.00×10^{-11}	0.1
	Bentonite	641	0.26	1.00×10^{-07}	2
Concrete	Before degradation	2,300	0.15	N/A	1.1 (Rock cavern), 0.6 (Near surface)
	After degradation	1,890	0.3	N/A	1.1 (Rock cavern), 0.6 (Near surface)
	Unsaturated zone (Near surface)	1,770	0.34	N/A	32.1
	Aquifer (Near surface)	2,495	0.34	N/A	16
	Host rock (Rock cavern)	2,690	0.02	N/A	N/A

Table 2. Partition coefficient (K_d) and solubility limit of the DSRSs (Lee and Kim, 2017)

Species	K_d (m ³ kg ⁻¹)						Solubility limit (mol m ⁻³)
	Waste	Concrete before degradation	Concrete after degradation	Unsaturated zone	Aquifer	Host rock	
Am	1.43×10^{-03}	1.00×10^{00}	2.00×10^{-01}	3.00×10^{-03}	1.18×10^{00}	3.40×10^{-01}	9.99×10^{-08}
Ba	1.43×10^{-03}	1.00×10^{-03}	1.44×10^{-03}	1.00×10^{-03}	5.00×10^{-03}	1.60×10^{-03}	-1
Bi	1.43×10^{-03}	1.00×10^{-03}	1.44×10^{-03}	1.00×10^{-03}	5.00×10^{-03}	1.60×10^{-03}	-1
C	1.43×10^{-03}	5.00×10^{-02}	1.44×10^{-03}	5.00×10^{-03}	5.00×10^{-03}	1.60×10^{-03}	6.62×10^{-03}
Cd	1.43×10^{-03}	1.00×10^{-03}	1.44×10^{-03}	1.00×10^{-03}	5.00×10^{-03}	1.60×10^{-03}	-1
Cf	1.43×10^{-03}	1.00×10^{-03}	1.44×10^{-03}	3.00×10^{-03}	1.18×10^{00}	1.60×10^{-03}	9.99×10^{-08}
Cm	1.43×10^{-03}	1.00×10^{-03}	1.44×10^{-03}	3.00×10^{-03}	1.18×10^{00}	1.60×10^{-03}	9.99×10^{-08}
Co	1.55×10^{-01}	2.26×10^{-01}	1.55×10^{-01}	1.50×10^{-02}	1.50×10^{-02}	1.10×10^{-01}	-1
Cs	1.88×10^{-02}	5.40×10^{-02}	1.88×10^{-02}	2.60×10^{-01}	3.00×10^{-01}	1.71×10^{-02}	-1
Eu	1.43×10^{-03}	1.00×10^{-03}	1.44×10^{-03}	1.00×10^{-03}	1.00×10^{00}	1.60×10^{-03}	-1
Fe	1.82×10^{-02}	4.99×10^{00}	1.82×10^{-02}	1.60×10^{-01}	3.00×10^{-02}	3.30×10^{-02}	-1
Gd	1.43×10^{-03}	1.00×10^{-03}	1.44×10^{-03}	1.00×10^{-03}	5.00×10^{-03}	1.60×10^{-03}	-1
Ge	1.43×10^{-03}	1.00×10^{-03}	1.44×10^{-03}	1.00×10^{-03}	5.00×10^{-03}	1.60×10^{-03}	-1
H	0.00×10^{00}	0.00×10^{00}	0.00×10^{00}	0.00×10^{00}	0.00×10^{00}	0.00×10^{00}	-1
I	0.00×10^{00}	1.00×10^{-03}	0.00×10^{00}	1.00×10^{-03}	0.00×10^{00}	0.00×10^{00}	3.65×10^{-05}
Ir	1.43×10^{-03}	1.00×10^{-03}	1.44×10^{-03}	1.00×10^{-03}	5.00×10^{-03}	1.60×10^{-03}	-1
Kr	1.43×10^{-03}	1.00×10^{-03}	1.44×10^{-03}	1.00×10^{-03}	5.00×10^{-03}	1.60×10^{-03}	-1
Na	1.43×10^{-03}	1.00×10^{-03}	1.44×10^{-03}	1.00×10^{-03}	5.00×10^{-03}	1.60×10^{-03}	-1
Ni	1.82×10^{-02}	4.99×10^{00}	1.82×10^{-02}	4.00×10^{-01}	3.30×10^{-02}	3.30×10^{-02}	4.01×10^{-03}
Np	1.43×10^{-03}	5.00×10^{00}	1.00×10^{-01}	3.00×10^{-03}	1.18×10^{00}	3.40×10^{-01}	9.99×10^{-08}
Pa	1.43×10^{-03}	1.00×10^{00}	1.39×10^{01}	3.40×10^{-01}	1.18×10^{00}	3.40×10^{-01}	9.99×10^{-08}
Pb	1.43×10^{-03}	5.00×10^{-01}	5.00×10^{-02}	3.00×10^{-01}	3.00×10^{-01}	3.00×10^{-01}	-1
Pm	1.43×10^{-03}	1.00×10^{-03}	1.44×10^{-03}	1.00×10^{-03}	5.00×10^{-03}	1.60×10^{-03}	-1
Po	1.43×10^{-03}	0.00×10^{00}	0.00×10^{00}	3.00×10^{-03}	1.50×10^{-01}	1.50×10^{-01}	9.99×10^{-08}
Pu	1.26×10^{01}	4.27×10^{00}	1.26×10^{01}	3.40×10^{-01}	3.40×10^{-01}	8.70×10^{-01}	9.99×10^{-08}
Ra	1.43×10^{-03}	5.00×10^{-02}	5.00×10^{-02}	3.00×10^{-03}	5.00×10^{-01}	5.00×10^{-01}	9.99×10^{-08}
Se	1.43×10^{-03}	0.00×10^{00}	0.00×10^{00}	1.00×10^{-03}	5.00×10^{-03}	1.60×10^{-03}	-1
Sm	1.43×10^{-03}	1.00×10^{-03}	1.44×10^{-03}	3.00×10^{-03}	1.18×10^{00}	1.60×10^{-03}	9.99×10^{-08}
Sr	1.88×10^{-02}	6.00×10^{-02}	1.88×10^{-02}	5.50×10^{-03}	5.16×10^{-03}	3.90×10^{-03}	-1
U	1.43×10^{-03}	1.00×10^{00}	1.39×10^{01}	3.00×10^{-03}	5.60×10^{-01}	3.00×10^{-03}	9.99×10^{-08}

Table 3. Darcy velocity of groundwater (Jung et al., 2016; Lee and Kim, 2017)

Zone	Concrete before degradation (myr ⁻¹)	Concrete after degradation (myr ⁻¹)
Waste	9.96×10^{-4}	1.21
Concrete	1.05×10^{-3}	1.20
Aquifer		6.67×10^{-1}
Host rock		7.35×10^{-1}

Table 4. DSRS inventory in disposal system

Species	Near surface disposal facility (Bq)	Rock cavern disposal facility (Bq)	
		Normal container	Special container
²⁴¹ Am	0.00×10^{00}	0.00×10^{00}	8.25×10^{12}
¹³³ Ba	1.86×10^{09}	0.00×10^{00}	0.00×10^{00}
²¹⁰ Bi	0.00×10^{00}	0.00×10^{00}	0.00×10^{00}
¹⁴ C	0.00×10^{00}	0.00×10^{00}	2.31×10^{08}
¹⁰⁹ Cd	1.76×10^{06}	0.00×10^{00}	0.00×10^{00}
²⁵² Cf	1.29×10^{06}	1.02×10^{08}	0.00×10^{00}
²⁴⁴ Cm	4.55×10^{08}	8.35×10^{10}	0.00×10^{00}
²⁴⁸ Cm	0.00×10^{00}	0.00×10^{00}	0.00×10^{00}
⁵⁷ Co	7.27×10^{05}	0.00×10^{00}	0.00×10^{00}
⁶⁰ Co	1.53×10^{13}	6.86×10^{13}	0.00×10^{00}
¹³⁴ Cs	3.20×10^{-2}	0.00×10^{00}	0.00×10^{00}
¹³⁷ Cs	4.02×10^{13}	1.82×10^{14}	0.00×10^{00}
¹⁵² Eu	4.93×10^{08}	0.00×10^{00}	0.00×10^{00}
⁵⁵ Fe	9.61×10^{09}	0.00×10^{00}	0.00×10^{00}
¹⁵³ Gd	3.70×10^{06}	0.00×10^{00}	0.00×10^{00}
⁶⁸ Ge	9.57×10^{01}	0.00×10^{00}	0.00×10^{00}
³ H	1.12×10^{10}	2.01×10^{10}	0.00×10^{00}
¹²⁵ I	7.34×10^{-32}	0.00×10^{00}	0.00×10^{00}
¹⁹² Ir	2.32×10^{03}	0.00×10^{00}	0.00×10^{00}
⁸⁵ Kr	1.90×10^{12}	0.00×10^{00}	0.00×10^{00}
²² Na	2.55×10^{05}	0.00×10^{00}	0.00×10^{00}
⁶³ Ni	1.78×10^{11}	1.76×10^{11}	0.00×10^{00}
²³⁷ Np	0.00×10^{00}	0.00×10^{00}	0.00×10^{00}
²³¹ Pa	0.00×10^{00}	0.00×10^{00}	0.00×10^{00}
²¹⁰ Pb	0.00×10^{00}	0.00×10^{00}	0.00×10^{00}
¹⁴⁷ Pm	4.74×10^{10}	0.00×10^{00}	0.00×10^{00}
²¹⁰ Po	2.45×10^{03}	0.00×10^{00}	0.00×10^{00}
²⁴⁰ Pu	0.00×10^{00}	0.00×10^{00}	0.00×10^{00}
²²⁶ Ra	0.00×10^{00}	0.00×10^{00}	3.97×10^{11}
⁷⁵ Se	2.05×10^{02}	0.00×10^{00}	0.00×10^{00}
¹⁴⁷ Sm	0.00×10^{00}	0.00×10^{00}	0.00×10^{00}
⁹⁰ Sr	1.09×10^{10}	1.39×10^{11}	0.00×10^{00}
²³⁴ U	0.00×10^{00}	0.00×10^{00}	0.00×10^{00}
²³⁵ U	5.37×10^{02}	0.00×10^{00}	0.00×10^{00}
²³⁸ U	3.70×10^{07}	0.00×10^{00}	0.00×10^{00}
Sum	5.76×10^{13}	2.51×10^{14}	8.65×10^{12}

과 딸핵종 7종을 대상으로 하였으며 2020년도 기준 방사능량은 총 3.17×10^{14} Bq이었다(FNC Tech, 2015). Table

4는 폐밀봉선원 처분시스템 내 각 처분시설에 처분되는 핵종별 방사능량을 나타낸다. 현행 규제요건(NSSC,

2014a)에 따라 중준위로 구분되는 폐밀봉선원은 모두 동굴처분시설에 처분하고 그 외 폐밀봉선원은 모두 표층처분시설에 처분하는 것을 가정하였다. 이 때 핵종별 분류 기준이 존재하지 않아 방사능도로 구분할 수 없는 핵종에 대해서는 보수적 평가를 위해 모두 표층처분시설에 처분되는 것으로 설정하였다.

또한 표층처분시설에 처분되는 핵종은 모두 일반처분용기에 포장되어 처분되고 동굴처분시설에 처분되는 핵종은 ^{14}C , ^{226}Ra , ^{241}Am 의 경우 특수처분용기, 그 외 핵종은 일반처분용기에 포장되어 처분되는 것으로 설정하였다. 일반처분용기는 200 L 콘크리트 드럼에 스테인리스 스틸 내부용기로 구성되며 특수처분용기는 일반 처분용기에 내부 콘크리트 차폐체와 스테인리스 스틸 내부캡슐로 구성된다. 스테인리스 스틸의 건전성은 기존 연구(IAEA, 2004)를 통해 대략 10,000년 정도 유지됨을 확인하였기 때문에 본 연구에서는 보수적 평가를 위해 일반처분용기는 5,000년 동안 건전성을 유지하고 폐쇄후 5,000년 후에 100% 파괴되는 것으로 가정하였다. 또한 특수처분용기는 일반 처분용기에 내부 캡슐이 더해진 구성이므로 내부용기가 파괴되고 난 후 5,000년 동안의 건전성을 유지하는 것으로 가정하였다.

선원항은 모든 처분시설을 단일시설로 가정하며 하나의 선원으로 모델링하였다. 동굴처분시설은 전체 부피가 직경 23.6 m와 높이 50 m의 원통형 사일로 6개의 부피와 같고 지하수 유동은 4개 사일로 수직 단면적과 Darcy 속도의 곱으로 설정하였다. 표층처분시설은 가로 311.8 m, 세로 69.8 m, 높이 10.4 m의 시설로 지표면 부근 불포화층에 위치하므로 시설로 유입되는 물은 강수 침투로 한정하였다. 시설로의 강수 침투량은 강수량, 지표유출량, 증발산량에 따라 결정되며 또한 덮개 물질에 따라 달라진다. 평가에 적용된 경주 지역의 강수량, 지표유출량, 증발산량은 각각 $1267.27 \text{ mmyr}^{-1}$, $114.125 \text{ mmyr}^{-1}$, $712.847 \text{ mmyr}^{-1}$ 이었다. 처분덮개 시스템 표면에서의 초기 유입 강수량은 연간 강수량에 연간 지표유출량과 연간 증발산량을 뺀 값과 같으며 표면에서의 유입 강수량이 모두 처분덮개로 침투하지 않고 덮개 물질의 수리전도도에 따라 침투량을 결정하였다. 시설로 유입되는 침투수량은 표면에서의 유입 강수량과 처분덮개 시스템 물질들의 수리전도도 값의 최소값과 시설 면적의 곱으로 계산하였다(KHNP, 2008; KORAD, 2015).

동굴처분시설의 공학적 방벽은 두께 1.1 m의 콘크리트 벽으로 1,400년을 기준으로 1,400년 이전에는 건전성을 유지하며 이후에는 완전 열화된다고 가정하였다(KHNP,

2008). 표층처분시설의 공학적 방벽은 0.6 m 두께의 콘크리트로 이루어져 있으며 1,185년 이전에는 건전성을 유지하며 이후에는 완전 열화된다고 가정하였다(KORAD, 2015).

표층처분시설의 처분덮개 시스템은 총 7개 층의 일반덮개로 콘크리트 슬래브를 포함하여 8개 층으로 구성하였다. 일반덮개 부분은 제도적 관리기간인 300년까지는 성능이 유지되고 300년 이후에는 모두 Sand와 유사한 특성을 가진 물질로 변화한다고 가정하였다. 또한 전체 처분덮개 두께는 초기 6.8 m에서 300년 후에는 일반덮개 물질 변화에 따라 0.1 m 감소한다고 가정하였다(KORAD, 2015).

원계영역은 각각 시설로부터 해양까지의 거리를 동굴처분시설의 경우 약 509 m, 표층처분시설의 경우 약 1,174 m로 한국원자력환경공단의 지하수유동모델링결과를 반영하였다(Jung et al., 2016). 또한 우물시나리오의 경우에는 각각 우물이 시설로부터 수평방향으로 약 200 m 이격된 곳에 위치하는 것으로 가정하였다.

동굴처분시설은 폐기물을 통과한 지하수가 모암까지 모두 동일한 유량으로 이동하도록 모델링하였다. 표층처분시설의 경우에는 시설을 통과하는 침투수가 불포화층을 지나 대수층으로 이동하는데 대수층으로 이동하는 침투수의 양은 표면에서의 유입 강수량과 처분덮개 시스템 물질들의 수리전도도 값의 최소값과 시설 면적의 곱으로 계산하였다. 대수층으로 유입되는 방사성핵종을 포함한 지하수량은 대수층에서 해양 또는 우물로 모두 이동하는 것을 가정하므로 대수층의 수직 면적과 Darcy 속도의 곱이 불포화층에서 대수층으로 유입되는 지하수량과 유사하도록 대수층의 가로길이를 표층처분시설 부지 대각선거리의 4 배로 설정하였다. 이 때 대수층은 부지 대각선방향으로 이동하기 때문에 대수층의 가로길이는 부지 대각선거리의 방향과 동일하게 설정하였다.

최종적으로 Goldsim 계산에서 도출된 해양 또는 우물에서의 핵종별 농도(Bqm^{-3})에 선량환산인자를 곱하여 결정집단 개인의 피폭선량(mSvyr^{-1})을 계산하였다.

2.3. 확률론적 안전성평가 및 민감도 분석

일반적으로 모든 성능평가 모델과 계산은 실제 처분시스템에 대한 충분한 개념적 이해와 정확한 입력자료를 바탕으로 수행되지는 않는다. 이러한 불확실성은 모든 자연과학에 존재하는 것으로 처분시설에 대한 성능평가도 예외가 아니다. 방사성폐기물 처분시설에 대한 성능평가에서 입력자료의 불확실성의 정도는 처분시설에 따라 편차가 크지만 일반적으로 가장 큰 불확실성을 내포하는 것은 자연방벽에서의 핵종이동 모델링이다(Miller et al., 2000).

Table 5. Distributions of input parameters for the probabilistic safety assessment and sensitivity analysis

Input parameter	Distribution	Value
Partition coefficient in aquifer	Triangular distribution	Minimum value : most likely × 0.1 Most likely : Table 3 Maximum value : most likely × 10
Darcy velocity in aquifer	Triangular distribution	Minimum value : most likely × 0.5 Most likely : 0.667 m/yr Maximum value : most likely × 1.5
Density of aquifer	Triangular distribution	Minimum value : most likely × 0.5 Most likely : 2495 kgm ⁻³ Maximum value: most likely × 1.5
Porosity of aquifer	Triangular distribution	Minimum value : most likely × 0.5 Most likely : 0.34 Maximum value : most likely × 1.5
Partition coefficient in host rock	Triangular distribution	Minimum value : most likely × 0.1 Most likely : Table 3 Maximum value : most likely × 10
Darcy velocity in host rock	Triangular distribution	Minimum value : most likely × 0.5 Most likely : 0.735 myr ⁻¹ Maximum value : most likely × 1.5
Density of host rock	Triangular distribution	Minimum value : most likely × 0.5 Most likely : 2690 kgm ⁻³ Maximum value : most likely × 1.5
Porosity of host rock	Triangular distribution	Minimum value : most likely × 0.5 Most likely : 0.02 Maximum value : most likely × 1.5

공학직방벽의 경우에는 설계시 반영되는 부분으로 물성치 정보를 확인할 수 있으나 자연방벽의 경우에는 범위가 크고 모든 정보를 확인할 수가 없기 때문에 입력변수의 불확실성이 크다. 따라서 본 연구에서는 입력변수의 불확실성을 반영하여 폐밀봉선원 처분시스템의 확률론적 안전성 평가를 수행하였다. 또한 각 시설에서 200 m 이격된 곳에 우물이 존재할 경우(우물시나리오)를 바탕으로 민감도 분석을 수행하였다. 확률론적 처분 안전성평가와 민감도 분석의 대상 입력변수는 원계영역에서의 핵종이동에 관련된 변수인 대수층 내 핵종별 분배계수, 대수층 내 Darcy 속도, 대수층 밀도, 대수층 공극률, 모암층 내 핵종별 분배계수, 모암층 내 Darcy 속도, 모암층 밀도, 모암층 공극률로 결정하였다. 각 입력변수에 대한 분포값은 참고문헌에 따라 Triangular 분포로 결정하였다(Lee and Jeong, 2012). 각 입력변수의 분포는 Table 5와 같다.

민감도 분석은 Goldsim 프로그램 내에서 제공하는 Latin Hypercube Sampling(LHS) 기법을 이용하여 입력변수 표본을 추출하였다. LHS은 Monte Carlo 방법의 Stratified Sampling 일종으로 입력변수 표본값이 모집단을 대표하도록 입력변수의 분포를 층화하여 표본을 추출한다. 주어진 입력변수의 확률분포는 동일한 간격으로 구분되며

각 구간에서 표본이 추출된다. 이는 추출된 입력변수 표본간의 독립성을 확보하며 모델 결과값의 편향된 예측을 최소화한다(Marino et al., 2008). 민감도 분석 결과는 Partial Rank Correlation Coefficient(PRCC)에 근거한 민감도 계산을 통해 수행하였다. PRCC는 입력분포가 정규 분포가 아닐 경우 그리고 입력변수와 결과의 관계가 선형성을 보이지 않을 경우 민감도 결과의 신뢰성이 높다.

3. 결과 및 고찰

3.1. 결정론적 안전성평가

정상시나리오시 결정집단 개인의 피폭선량에 대한 평가 결과는 Table 6 및 Fig. 2와 같다. 복합처분시설로부터 발생한 결정집단 개인의 피폭선량 결과는 동굴처분시설로부터 발생한 개인 피폭선량과 표층처분시설로부터 발생한 개인 피폭선량결과의 합과 같다. 모든 결과는 선량이 매우 낮은 핵종을 구분하기 위하여 연간 핵종별 피폭선량이 1×10^{-12} mSv 이상인 핵종만을 고려하였다. 정상시나리오 시에는 동굴처분시설에서의 최대 피폭선량은 폐쇄후 12,700년 후에 2.08×10^{-8} mSvyr⁻¹이고 표층처분시설에서는 2,084,500년 후에 1.59×10^{-11} mSvyr⁻¹이었으며 이에

Table 6. Exposure dose results from the deterministic preliminary post-closure safety assessment of the DSRS disposal system

Species		Maximum dose (mSv yr ⁻¹)	Maximum time (yr)	
Normal Scenario	Rock cavern disposal facility	¹⁴ C	2.08 × 10 ⁻⁰⁸	12,700
		²⁴⁸ Cm	5.86 × 10 ⁻¹²	7,740
		²³⁷ Np	3.02 × 10 ⁻⁰⁹	556,500
		²³⁴ U	–	–
		²³⁸ U	–	–
		Total	2.08 × 10 ⁻⁰⁸	12,700
	Near surface disposal facility	¹⁴ C	–	–
		²⁴⁸ Cm	–	–
		²³⁷ Np	–	–
		²³⁴ U	8.30 × 10 ⁻¹²	2,086,500
		²³⁸ U	7.64 × 10 ⁻¹²	2,082,400
		Total	1.59 × 10 ⁻¹¹	2,084,500
	Complex disposal facility	¹⁴ C	2.08 × 10 ⁻⁰⁸	12,700
		²⁴⁸ Cm	5.86 × 10 ⁻¹²	7,740
		²³⁷ Np	3.02 × 10 ⁻⁰⁹	556,500
²³⁴ U		8.30 × 10 ⁻¹²	2,087,000	
²³⁸ U		7.64 × 10 ⁻¹²	2,082,000	
Total		2.08 × 10 ⁻⁰⁸	12,700	
Well scenario	Rock cavern disposal facility	¹⁴ C	1.89 × 10 ⁻⁰²	11,100
		²⁴⁸ Cm	8.98 × 10 ⁻⁰⁵	6,040
		²³⁷ Np	1.54 × 10 ⁻⁰¹	202,700
		²³¹ Pa	–	–
		²¹⁰ Pb	6.15 × 10 ⁻¹⁰	28,800
		²⁴⁰ Pu	7.19 × 10 ⁻¹²	88,000
		²²⁶ Ra	4.48 × 10 ⁻¹⁰	28,800
		²³⁴ U	–	–
		²³⁵ U	–	–
		²³⁸ U	–	–
	Total	1.54 × 10 ⁻⁰¹	202,700	
	Near surface disposal facility	¹⁴ C	–	–
		²⁴⁸ Cm	1.19 × 10 ⁻¹⁰	561,400
		²³⁷ Np	–	–
		²³¹ Pa	1.01 × 10 ⁻⁰³	404,600
²¹⁰ Pb		–	–	
²⁴⁰ Pu		–	–	
²²⁶ Ra		–	–	
²³⁴ U		1.47 × 10 ⁻⁰⁴	410,100	
²³⁵ U		3.04 × 10 ⁻⁰⁹	378,500	
²³⁸ U		2.00 × 10 ⁻⁰⁴	378,200	
Total	1.35 × 10 ⁻⁰³	401,500		
Complex disposal facility	¹⁴ C	1.89 × 10 ⁻⁰²	11,100	
	²⁴⁸ Cm	8.98 × 10 ⁻⁰⁵	6,040	
	²³⁷ Np	1.54 × 10 ⁻⁰¹	202,700	
	²³¹ Pa	1.01 × 10 ⁻⁰³	404,600	
	²¹⁰ Pb	6.15 × 10 ⁻¹⁰	28,800	
	²⁴⁰ Pu	7.40 × 10 ⁻¹²	88,500	
	²²⁶ Ra	4.48 × 10 ⁻¹⁰	28,800	
	²³⁴ U	1.47 × 10 ⁻⁰⁴	410,100	
	²³⁵ U	3.04 × 10 ⁻⁰⁹	378,500	
	²³⁸ U	2.00 × 10 ⁻⁰⁴	378,200	
Total	1.54 × 10 ⁻⁰¹	203,000		

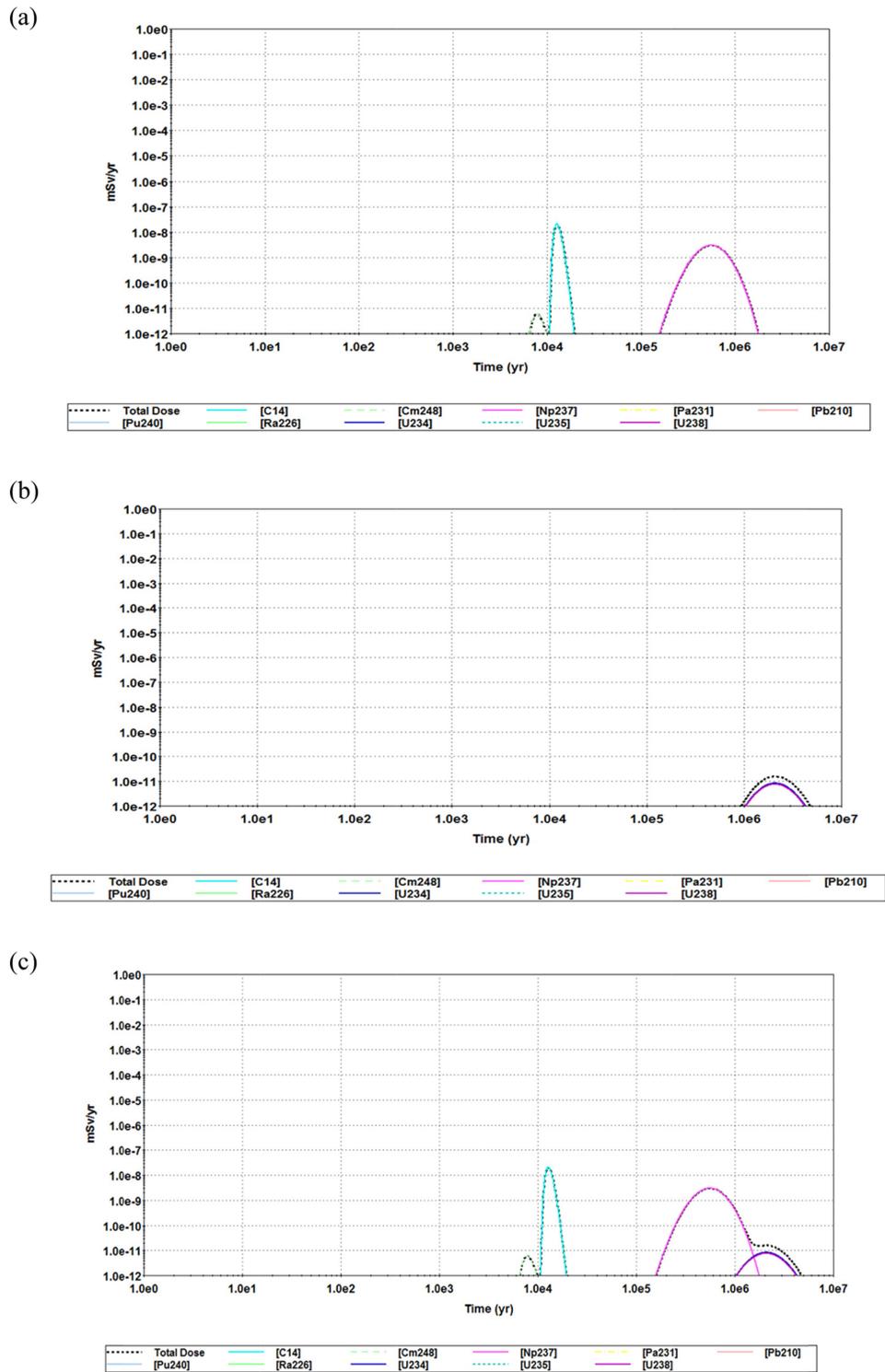


Fig. 2. Doses for each species in the normal scenario, (a) rock cavern disposal facility, (b) near surface disposal facility, and (c) complex disposal facility.

폐밀봉선원 처분시스템(복합처분시설)에서의 최대 피폭선량은 폐쇄후 12,700년 후에 $2.08 \times 10^{-8} \text{ mSvyr}^{-1}$ 이었다.

피폭선량이 $1 \times 10^{-12} \text{ mSvyr}^{-1}$ 이상인 핵종은 ^{14}C , ^{248}Cm , ^{237}Np , ^{234}U , ^{238}U 으로 이중 ^{14}C 과 ^{237}Np 이 높은 피폭선량

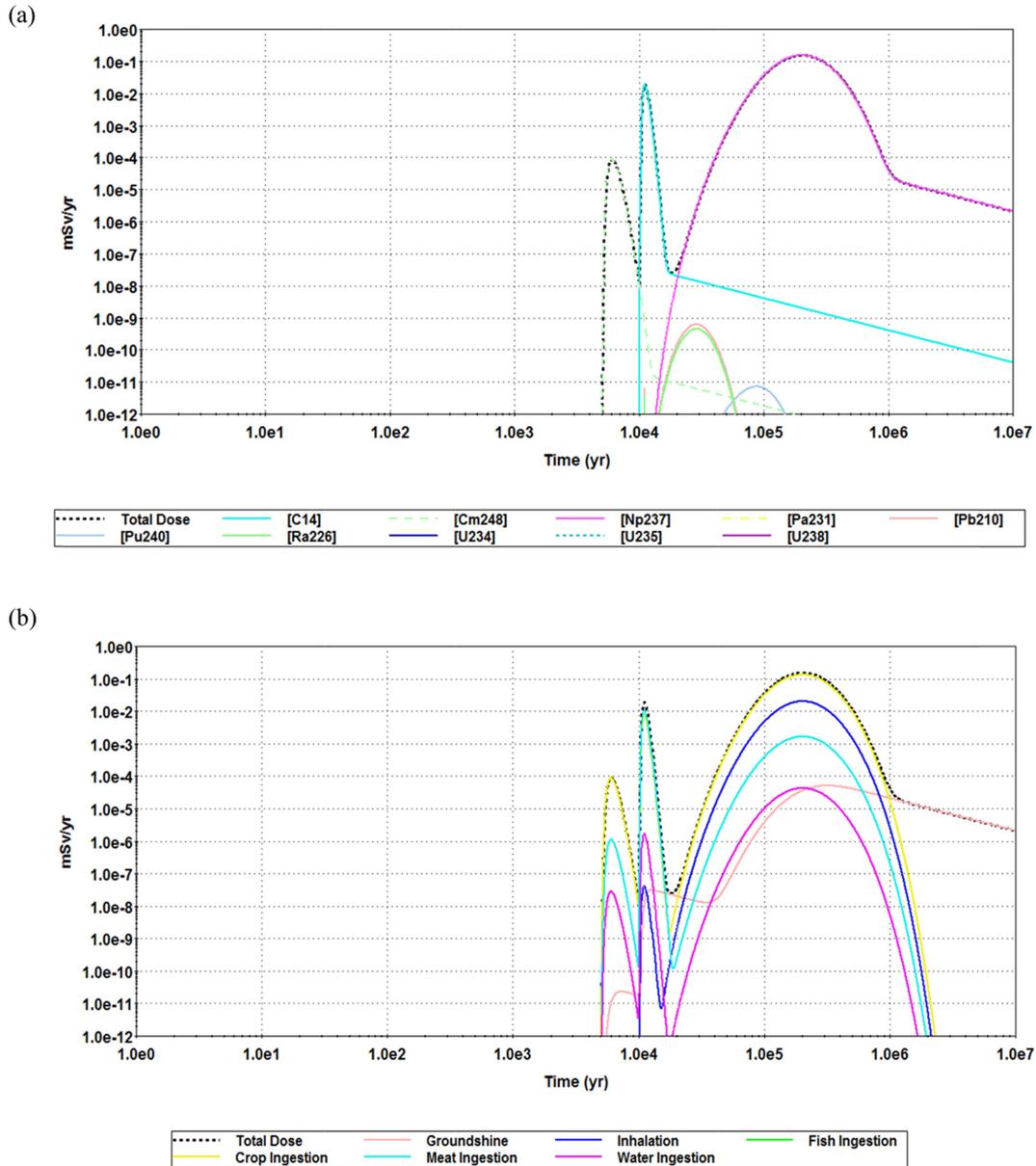


Fig. 3. Doses in the well scenario for the rock cavern disposal facility, (a) species and (b) pathways.

을 유발하였다. 또한 동굴처분시설로부터 발생한 피폭선량이 표층처분시설로부터 발생한 피폭선량에 비해 대략 1,000배 이상 높았으며 이는 높은 피폭선량을 유발하는 ^{14}C 과 ^{241}Am (^{237}Np 의 모핵종)이 동굴처분시설에 처분되기 때문이다. 결론적으로 정상시나리오 시 폐밀봉선원 처분 시스템에서 발생하는 피폭선량은 대부분 ^{14}C 과 ^{237}Np 을 처분하는 동굴처분시설에서 발생하고 최대 피폭선량은 $2.08 \times 10^{-8} \text{ mSvyr}^{-1}$ 으로 규제치인 0.1 mSvyr^{-1} 에 비해 매우 낮은 값이다.

우물시나리오시 결정집단 개인의 피폭선량에 대한 평가

결과는 Table 6 및 Fig. 3~Fig. 5와 같다. 우물시나리오 시에는 동굴처분시설에서의 최대 피폭선량은 폐쇄후 202,700년 후에 $1.54 \times 10^{-1} \text{ mSvyr}^{-1}$ 이고 표층처분시설에서는 401,500년 후에 $1.35 \times 10^{-3} \text{ mSvyr}^{-1}$ 이었으며 이에 폐밀봉선원 처분시스템(복합처분시설)에서의 최대 피폭선량은 폐쇄후 203,000년 후에 $1.54 \times 10^{-1} \text{ mSvyr}^{-1}$ 이었다. 피폭선량이 $1 \times 10^{-12} \text{ mSv/yr}$ 이상인 핵종은 ^{14}C , ^{248}Cm , ^{237}Np , ^{231}Pa , ^{210}Pb , ^{240}Pu , ^{226}Ra , ^{234}U , ^{235}U , ^{238}U 로 ^{241}Am 의 딸핵종인 ^{237}Np 이 최대 피폭선량을 유발하였다. 동굴처분시설로부터 발생한 피폭선량이 표층처분시설로부

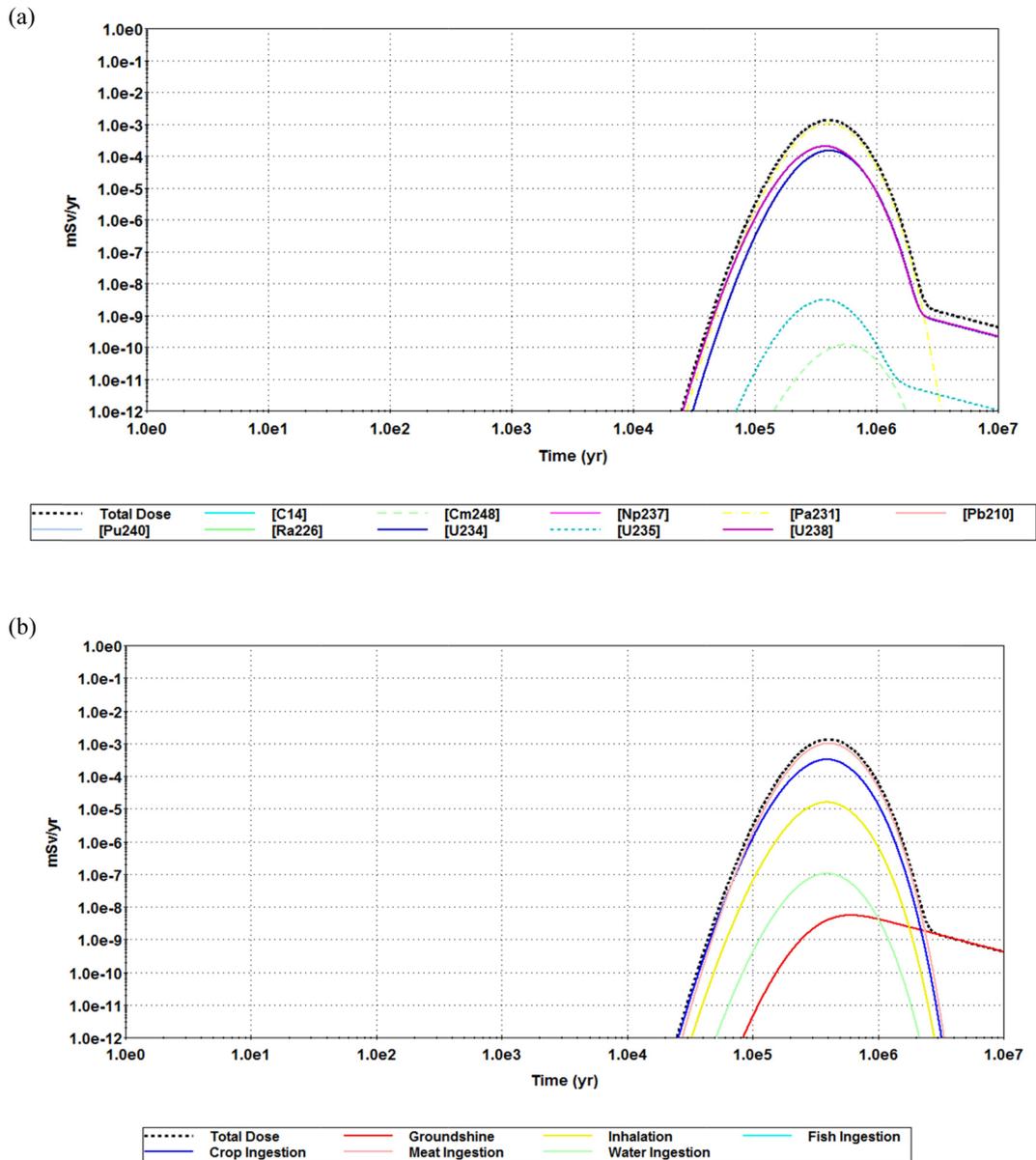


Fig. 4. Doses in the well scenario for the near surface disposal facility, (a) species and (b) pathways.

터 발생한 피폭선량에 비해 대략 100배 이상 높았으며 이는 높은 피폭선량을 유발하는 ^{241}Am (^{237}Np 의 모핵종)이 동굴처분시설에 처분되기 때문이다. 또한 피폭경로에 따른 피폭선량 결과를 통해 농작물 섭취에 의한 피폭선량이 가장 큰 것으로 확인되었다. 그 다음으로는 육류 섭취 또는 식수 섭취가 우세한 것을 알 수 있었다. 일반적으로 우물시나리오는 평가 대상 처분부지의 1개 우물 개발에 따른 주민 피폭선량을 계산하나 본 연구의 우물시나리오는 각각의 시설로부터 200 m 이격된 위치에서 우물이 개발되는 것을 가정하였다. 따라서 평가결과가 매우 보수적

으로 도출되는데, 최종 평가 결과의 최대 피폭선량은 0.154 mSvyr^{-1} 로 법적 규제치인 1 mSvyr^{-1} 에 비해 충분히 하회하는 것으로 볼 때 폐밀봉선원 처분시스템의 안전성을 확인할 수 있었다.

3.2. 확률론적 안전성평가 및 민감도 분석

원계영역의 핵종이동에 영향을 주는 8개 입력변수(대수층 내 핵종별 분배계수, 대수층 내 Darcy 속도, 대수층 밀도, 대수층 공극률, 모암층 내 핵종별 분배계수, 모암층 내 Darcy 속도, 모암층 밀도, 모암층 공극률)에 대한 폐

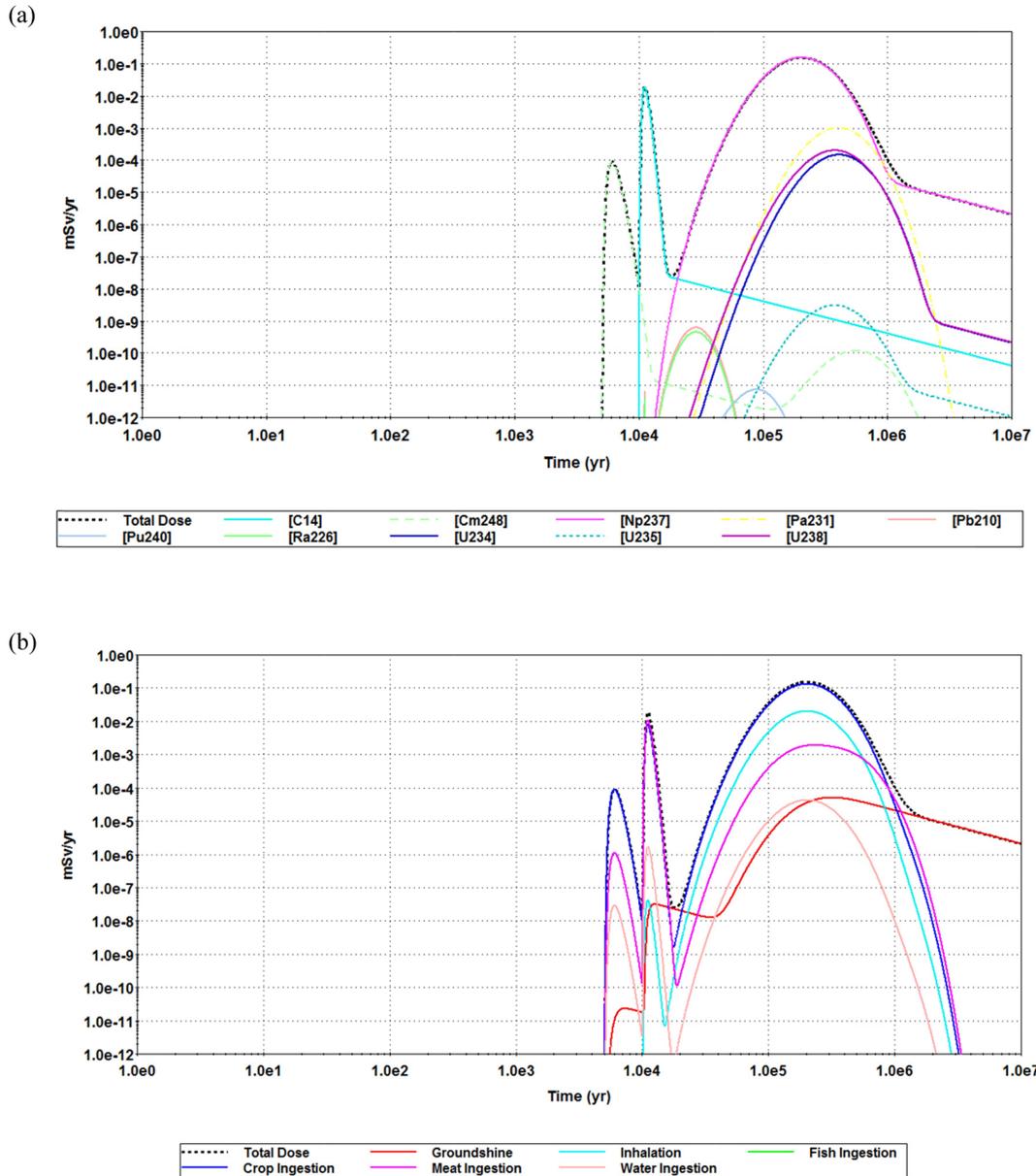


Fig. 5. Doses in the well scenario for the complex disposal facility, (a) species and (b) pathways.

밀봉선원 처분시스템 예비 폐쇄후 확률론적 안전성 평가 결과는 정상시나리오와 우물시나리오 각각 50개 realization에 대해서 도출되었으며 Fig. 6~Fig. 9와 같다. 원계영역의 8개 입력변수의 불확실성을 모두 고려한 폐밀봉선원 처분시스템에서 누출된 방사성핵종에 따른 최대 피폭선량은 정상시나리오시 $1.00 \times 10^{-7} \text{ mSvyr}^{-1}$ 미만이고 우물시나리오시 대략 0.50 mSvyr^{-1} 미만이다. 그림에서와 같이 입력변수 값의 변화에 따라 최대 피폭선량도 큰 폭으로 변화하고 있음을 확인할 수 있으나 정상시나리오와 우물시나리오의 결과 모두 법적 규제치(0.1 mSvyr^{-1} , 1 mSvyr^{-1})

이하의 값을 유지하고 있었다.

Table 7은 8개 입력변수에 대한 결정집단 피폭선량의 민감도 분석 결과를 나타낸다. 민감도 분석은 우물시나리오 오시 100,000년 후의 피폭선량 결과를 기준으로 수행하였다. PRCC는 입력변수와 결과의 민감도 지수를 나타내는 값으로 절대값이 1에 가까울수록 입력변수 변화에 따른 결과값의 변화가 크다는 것을 의미한다. 표의 분배계수는 피폭선량이 $1 \times 10^{-12} \text{ mSvyr}^{-1}$ 이상인 핵종에 대해서만 민감도 결과를 나타내었다. 민감도 분석을 수행한 결과, 모암 내 Np의 분배계수에 대한 PRCC 절대값이 0.975로



Fig. 6. Results from the probabilistic safety assessment for the normal scenario, (a) rock cavern disposal facility and (b) near surface disposal facility.

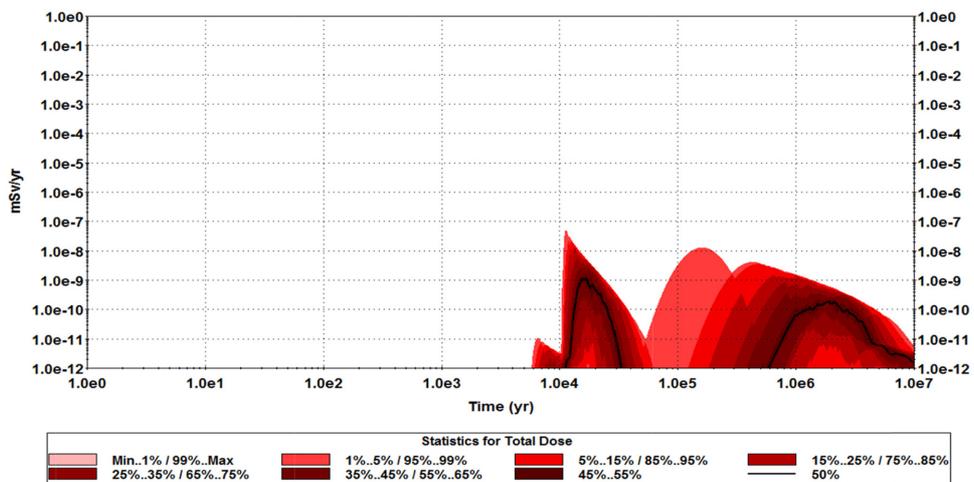


Fig. 7. Results from the probabilistic safety assessment for the normal scenario for the complex disposal facility.



Fig. 8. Result from the probabilistic safety assessment for the well scenario, (a) rock cavern disposal facility and (b) near surface disposal facility.

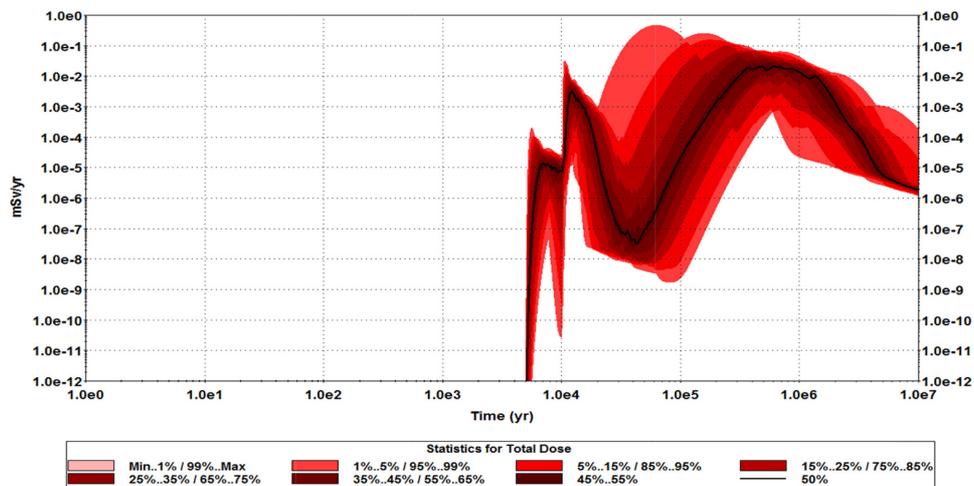


Fig. 9. Result from the probabilistic safety assessment for the well scenario for the complex disposal facility.

Table 7. Results of the sensitivity analysis

Input parameter	Partial Rank Correlation Coefficient (PRCC)	
Partition coefficient in aquifer	C	0.095
	Cm	0.118
	Np	-0.025
	Pa	0.239
	Pb	0.161
	Pu	0.084
	Ra	-0.039
	U	0.000
Darcy velocity in aquifer	-0.247	
Density of aquifer	-0.423	
Porosity of aquifer	-0.109	
Partition coefficient in host rock	C	0.252
	Cm	-0.366
	Np	-0.975
	Pa	0.190
	Pb	0.130
	Pu	0.312
	Ra	0.060
	U	0.000
Darcy velocity in host rock	0.783	
Density of host rock	-0.779	
Porosity of host rock	-0.022	

가장 민감도 지수가 큰 것을 확인하였다. 이는 폐밀봉선원 처분시스템의 우물시나리오시 주민 피폭선량에 가장 큰 영향을 미치는 핵종이 Np이기 때문에 피폭선량에 기여도가 가장 크고 이에 따라 분배계수의 변화에 따른 피폭선량 결과의 변동성이 가장 큰 것을 알 수 있다. 그 다음으로는 모암 내 Darcy 속도에 대한 PRCC 절대값이 0.783, 모암의 밀도에 대한 PRCC 절대값이 0.779로 모암 내 지하수의 속도와 모암 특성이 피폭선량에 큰 영향을 주는 것을 확인할 수 있다. 상대적으로 대수층 밀도와 대수층 내 Darcy 속도에 대한 PRCC 절대값은 각각 0.423, 0.247로 작은 것을 알 수 있는데, 이는 전체 복합 처분시스템에서의 피폭선량이 대부분 동굴처분시설에서 누출된 방사성핵종에 의해 기인하기 때문이다.

4. 결 론

본 연구에서는 폐밀봉선원 처분시스템을 동굴처분시설과 표층처분시설로 구성하여 예비 폐쇄후 안전성평가를 수행하였다. 정상시나리오시 최대 피폭선량은 폐쇄후 12,700년 후에 $2.08 \times 10^{-8} \text{ mSvyr}^{-1}$ 이었으며 ^{14}C 과 ^{237}Np

이 높은 피폭선량을 유발하였다. 또한 우물시나리오시 최대 피폭선량은 203,000년 후에 $1.54 \times 10^{-1} \text{ mSvyr}^{-1}$ 이었으며 ^{241}Am 의 딸핵종인 ^{237}Np 이 최대 피폭선량을 유발하였다. 결론적으로 정상시나리오와 우물시나리오에서 폐밀봉선원 처분시스템으로부터 발생하는 최대 피폭선량이 규제치인 0.1 mSvyr^{-1} (정상시나리오 시), 1 mSvyr^{-1} (우물시나리오 시)에 비해 매우 낮은 값이므로 안전성을 확인할 수 있었다. 또한 처분 안전성평가는 입력변수의 불확실성 측면에서 확률론적 평가 및 민감도 분석 결과와 함께 논의되어야 하므로 불확실성이 큰 원계영역에서의 핵종이동 관련 입력변수(대수층 내 핵종별 분배계수, 대수층 내 Darcy 속도, 대수층 밀도, 대수층 공극률, 모암층 내 핵종별 분배계수, 모암층 내 Darcy 속도, 모암층 밀도, 모암층 공극률)에 대한 확률론적 평가와 민감도 분석을 수행하였다. 결과적으로 입력변수의 변동성에도 최대 피폭선량이 규제치를 하회하는 것으로 폐밀봉선원 처분시스템의 장기적 안전성을 확인하였으며 모암 내 Np의 분배계수, 모암 내 Darcy 속도, 모암 밀도의 순서대로 피폭선량 결과에 대한 민감도가 큰 것으로 확인되었다.

사 사

본 연구는 2014년도 산업통상자원부의 재원으로 한국 에너지 기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다(20141720100560).

References

- FNC Technology Co., Ltd., 2015, Characteristic Analysis of Disused Sealed Radioactive Sources in Korea, Ministry of Trade, Industry and Energy.
- International Atomic Energy Agency (IAEA), 2004, Safety Assessment Methodologies for Near Surface Disposal Facilities, Vol 2, IAEA, Vienna, Austria, p. 336.
- Jung, K.I., Kim, J.H., Kwon, M.J., Jeong, M.S., Hong, S.W., and Park, J.B., 2016, Comprehensive development plans for the low- and intermediate-level radioactive waste disposal facility in Korea and preliminary safety assessment, *J. Nucl. Fuel Cycle Waste Technol.*, **14**(4), 385-410.
- Korea Hydro & Nuclear Power (KHNP), 2008, Low and International Level Waste Safety Analysis Report.
- Lee, Y.M. and Jung, J.T., 2010, Development of GoldSim Program Template for Safety Assessment of an LILW Disposal, Korea Atomic Energy Research Institute, Daejeon, Korea, p. 88.
- Korea Radioactive Waste Agency (KORAD), 2015, Disposal Facility of Very Low Level Radioactive Waste Revision - Preliminary Safety Analysis Report.
- Lee, Y.H., Shin, H.J., Kim, K.I., and Sim, T.M., 1999, Characterization of fracture system for comprehensive safety evaluation of radioactive waste disposal site in subsurface rockmass, *J. Korean Soc. Groundwater Env.*, **6**(3), 111-119.
- Lee, Y.M. and Jeong, J.T., 2012, A probabilistic safety assessment of a pyro-processed waste repository, *J. Korean Radioact. Waste Soc.*, **10**(4), 263-272.
- Lee, Y.M., Chio, H.J., and Kim, K.S., 2016, A Preliminary comparison study of two options for disposal of high-level waste, *Prog. Nucl. Energy*, **90**, 229-239.
- Lee, S.H. and Kim, J.Y., 2017, Post-closure safety assessment of near surface disposal facilities for disused sealed radioactive sources, *Nucl. Eng. Des.*, **313**, 425-436.
- Marino, S., Hoque, I.B., Ray, C.J., and Kirschner, D.E., 2008, A methodology for performing global uncertainty and sensitivity analysis in systems biology, *J. Theor. Biol.*, **254**(1), 178-197.
- Miller, W, Alexander, R, Chapman, N, Mckinley, I, and Smellie, J, 2000, Geological Disposal of Radioactive Wastes and Natural Analogues, Pergamon Press, UK, p. 328.
- Nuclear Safety and Security Commission, 2014a, Regulations for Criteria on the Classification and Clearance of Radioactive Waste, Notice No. 2014-3.
- Nuclear Safety and Security Commission, 2014b, Standard for Low- and Intermediate-Level Radioactive Waste Disposal Facility, Notice No. 2014-56.