Journal of Radiation Industry 11(2) : 107~121(2017)

폐밀봉선원 처분용기 차폐 설계

김 석 훈[1] · 김 주 열[1,*]

[1](주)미래와도전

Shielding Design of Disposal Container for Disused Sealed Radioactive Source

Sukhoon Kim[1] and Juyoul Kim[1,*]

[1]*FNC Technology Co., 32F, 13 Heungdeok 1-ro, Giheung-gu, Yongin-si 16954, Republic of Korea*

Abstract - Disused Sealed Radioactive Sources (DSRSs), which are stored temporally in the centralized storage facility of Korea Radioactive Waste Agency (KORAD), will be disposed of in the low- and intermediate-level radioactive waste disposal facility located in Wolsong. Accordingly, the future plan on DSRS disposal should be established as soon as possible in connection with the construction and operation plan of disposal facility. In this study, as part of developing the systematic management plan, the radiation shielding analysis for three types of disposal container was performed for all kinds of radionuclides (excluding mixed sources) contained in DSRSs generated from domestic area using MicroShield and MCNP5 codes in consideration of the preliminary post-closure safety assessment result for disposal options, source-specific characteristics, and etc. In accordance with the analysis result, thickness of inner container for general disposal container and dimensions (i.e. diameter and height) of inner capsule for two types of special disposal container were determined as 3 mm, OD40×H120 mm (for type 1), and OD100×H240 mm (for type 2), respectively. These values were reflected in the conceptual design of DSRS disposal container, and the structural integrity of each container was confirmed through the structural analysis carried out separately from this study. Given the shielding and structural analysis results, the conceptual design derived from this study sufficiently fulfills the technical standards in force and the design performance level. And consequently, it is judged that the safe management for DSRSs to be disposed of is achieved by utilizing the disposal container with the conceptual design devised.

Key words : Disused sealed radioactive source, Disposal container, Shielding design

서 론

국내 산업체, 병원, 학교 및 연구기관 등의 다양한 분야에서 밀봉선원 사용이 늘어남에 따라 폐밀봉선원의 발생량이 증가하고 있다. 현재까지 국내에서 발생된 폐밀봉선원은 대략 5만 개 이상으로 물리적 형태, 방사선 종류 등 그 특성이 매우 다양하다 (Kim *et al*. 2017). 이 중 대부분은 한국원자력환경공단 폐기시설에 임시 보관되고 있으며 향후 중 · 저준위 방사성폐기물 처분시설에 처분될 예정이므로 방사성폐기물관리사업자의 처분시설 건설 · 운영 추진계획과 연계하여 폐밀봉선원에 대한 향후 처분 방안을 조속히 수립해야 한다.

* Corresponding author: Juyoul Kim, Tel. +82-54-749-6085, Fax. +82-54-749-6089, E-mail. gracemi@fnctech.com

이에 따라 국내 처분 환경 및 폐밀봉선원의 고유 특성(고방사능, 핵종 다양성 등)을 다각적으로 고려하여 폐밀봉선원에 대한 처분 대책을 포함한 체계적인 관리 방안을 수립하기 위한 연구를 수행 중에 있다. 기존 연구를 통해 획득한 국내 발생 폐밀봉선원 특성 및 국외 관리 현황 등에 대한 분석 결과를 토대로 국내 폐밀봉선원 처분 전 최적 관리 방안을 도출하였다(Kim *et al*. 2017). 또한, 폐밀봉선원 처분 방식별 예비 폐쇄 후 안전성평가를 수행하여 최적 처분 방안을 도출하였으며 이러한 결과에 따라 국내에서 발생된 총 34개 핵종 중에서 6개 핵종(^{14}C, ^{226}Ra, ^{241}Am, ^{124}Sb/Be, ^{226}Ra/Be, ^{241}Am/Be)에 대해서는 처분을 위한 특수용기가 필요함을 확인하였다(Lee *et al*. 2017).

본 연구에서는 상기 폐밀봉선원 핵종에 대한 처분용기를 설계하기 위하여 방사선 차폐 해석을 수행하였으며 이를 위해 폐밀봉선원 일반 처분용기와 특수 처분용기로 구분하여 현행 기술기준, 설계 여유도 등을 고려하여 최적의 개념설계안을 도출하였다.

재료 및 방법

폐밀봉선원 처분용기는 영구적인 처분 안전성 관점에서 6개 핵종에 대해서는 특수한 형태의 처분용기가 필요하며 그 외의 핵종에 대해서는 일반적인 처분용기로 충분하다(Lee *et al*. 2017). 특수 처분용기는 다시 장반감기선원 처분용기와 중성자선원 처분용기로 분류하며, 일반 처분용기를 기본으로 공학적 차폐를 강화하여 설계한다.

- 일반 처분용기: 나머지 모든 핵종(혼합 핵종 제외)
- 특수 처분용기
  - 장반감기선원(^{14}C, ^{226}Ra, ^{241}Am 처분용기): 이하 Type 1로 표기
  - 중성자선원(^{226}Ra/Be, ^{241}Am/Be, ^{124}Sb/Be) 처분용기: 이하 Type 2로 표기

1. 처분용기

일반 처분용기는 아래와 같이 국내 원자력발전소에서 사용 중인 200 *l* 콘크리트 차폐 드럼(현용 드럼을 준용하여 외부 1.2 mm 두께의 냉간압연강판 원통 및 콘크리트 차폐체로 구성)에 내부용기(차폐 드럼 내부에 들어가는 스테인리스강 재질의 원통형 용기)를 추가하여 설계한다. 내부용기의 두께는 차폐 해석을 통해 기술기준, 차폐성능 등을 고려한 최적값이 적용된다.

- 200 *l* 콘크리트 차폐 드럼
  - 크기(외부): 570 mm (외경) × 884 mm (높이) × 1.2 mm (두께)
  - 크기(내부): 204 mm (외경) × 440 mm (높이)
  - 재질: 냉간압연강판
  - 차폐체: 콘크리트
  - 무게: 510.1 kg
- 내부용기
  - 크기: 204 mm (외경) × 440 mm (높이) × 최적값 mm (두께)
  - 재질: 304 스테인리스강
  - 무게: 8.2 kg

특수 처분용기는 일반 처분용기를 기본으로 하며, IAEA-TECDOC-1145에 따르면 ^{226}Ra, ^{241}Am, ^{226}Ra/Be, ^{241}Am/Be 및 기타 장반감기 폐밀봉선원은 안전한 관리를 위하여 스테인리스강 캡슐화를 요구하므로 이에 의거하여 특수 처분용기에는 304 스테인리스강 재질의 내부캡슐을 사용한다(IAEA 2000). 따라서 특수 처분용기는 200 *l* 콘크리트 차폐 드럼과 내부용기로 구성된 일반 처분용기에 내부캡슐 및 내부 차폐체를 추가하여 설계한다. 내부캡슐은 내부용기에 들어가고 내부캡슐과 내부용기의 사이 공간은 내부 차폐체로 채워지므로 내부캡슐의 크기에 따라 내부 차폐체 두께가 결정된다. 기본적으로 '내부캡슐 + 내부 차폐체'는 내부용기에 포함되어야 하므로 전체 크기는 내부용기의 내용적과 같다. Type 1 및 Type 2 특수 처분용기는 각각 알파/베타선원 및 중성자선원의 처분에 사용되므로 내부 차폐체를 각각 시멘트 및 납으로 선정하였다. 특수 처분용기의 경우 각 내부캡슐의 크기는 차폐 해석을 통해 최적값을 도출하여 설계되고 각 내부캡슐의 두께는 보수적으로 설계된 3 mm를 준용한다(한국수력원자력 2005).

2. 차폐 해석

국내에서 발생된 폐밀봉선원 핵종 유형은 총 34종으로 혼합 핵종(^{60}Co 외 3종, ^{90}Sr 외 3종)을 제외한 나머지 핵종에 대해 방사선차폐 해석이 필요하다(Kim *et al*. 2017). 일반 처분용기와 특수 처분용기의 개념설계안 도출을 위하여 차폐 해석을 통해 다음의 변수를 결정하였다.

- 일반 처분용기: 내부용기 두께
- 특수 처분용기: 내부캡슐 크기

각 용기의 차폐 해석에 적용된 일반적 평가기준은 다음과 같다.

- 처분용기별 선량률 제한치를 충족하는 최대 방사능량 계산: 현재 처분용기에 대한 규제요건은 존재하지 않으므로 운반용기(표면 2 mSv h^{-1} 이하, 2 m 이격지점 0.1 mSv h^{-1} 이하)에 대한 기준(원자력안전위원회 2014)을 준용
- 상기 과정을 통해 계산된 최대 방사능량을 적재하는 경

Table 1. Inventory of disused sealed radioactive source as of March 2015

No.	Nuclide	Half-life	Number of source	Activity (Bq)	Volume (L)
1	^{210}Bi	5.0 days	1	≒ 0	Unknown
2	^{125}I	59.4 days	70	4.646×10^{-23}	9.0
3	^{124}Sb/Be	60.0 days	1	1.992×10^{-14}	9.4
4	^{192}Ir	73.8 days	36,382	2.810×10^{10}	6,328.6
5	^{75}Se	119.8 days	3	4.740×10^{6}	6.9
6	^{210}Po	138.4 days	146	1.469×10^{7}	53.3
7	^{153}Gd	240.4 days	101	5.529×10^{8}	110.8
8	^{68}Ge	270.8 days	37	8.165×10^{3}	89.7
9	^{57}Co	271.8 days	148	6.098×10^{7}	3,176.2
10	^{109}Cd	1.27 yrs	82	2.373×10^{7}	86.5
11	^{134}Cs	2.1 yrs	1	1.580×10^{-1}	3.1
12	^{22}Na	2.6 yrs	4	9.053×10^{5}	6.0
13	^{147}Pm	2.6 yrs	2,036	1.667×10^{11}	479.2
14	^{252}Cf	2.7 yrs	47	3.580×10^{8}	256.5
15	^{55}Fe	2.7 yrs	234	3.216×10^{10}	160.4
16	^{60}Co	5.3 yrs	1,705	1.569×10^{14}	35,405.1
17	^{133}Ba	10.5 yrs	14	2.552×10^{9}	50.5
18	^{85}Kr	10.8 yrs	509	2.584×10^{12}	1,352.5
19	^{3}H	12.3 yrs	5,460	4.084×10^{10}	103.0
20	^{152}Eu	13.6 yrs	2	6.281×10^{8}	10.3
21	^{244}Cm	18.1 yrs	32	1.007×10^{11}	30.9
22	^{90}Sr	28.8 yrs	339	1.682×10^{11}	475.7
23	^{90}Sr/^{90}Y	28.8 yrs	1	1.969×10^{7}	1.0
24	^{137}Cs	30 yrs	1,325	2.482×10^{14}	10,807.0
25	^{63}Ni	100.1 yrs	870	3.656×10^{11}	988.2
26	^{241}Am	432.7 yrs	1,914	8.316×10^{12}	865.3
27	^{241}Am/Be	432.7 yrs	205	1.013×10^{12}	2,301.2
28	^{226}Ra	1,600 yrs	486	3.981×10^{11}	996.2
29	^{226}Ra/Be	1,600 yrs	4	3.445×10^{8}	73.2
30	^{14}C	5,730 yrs	5	2.307×10^{8}	6.6
31	^{235}U	7.04×10^{8} yrs	1	5.365×10^{2}	Unknown
32	^{238}U	4.47×10^{9} yrs	1	3.700×10^{7}	13.5
33	Mixed source including ^{60}Co	–	6	2.815×10^{6}	36.8
34	Mixed source including ^{90}Sr	–	4	Unknown	Unknown

우에 대해 다음 2가지 인자를 종합적으로 고려하여 최적 치수 도출

- 적재공간 단위체적당 선원 방사능 (Bq cm^{-3}): 선원 적재 효율성 고려
- 차폐체 단위중량당 적재 가능 방사능 (Bq kg^{-1}): 차폐체 효율성 고려

Table 1에 열거한 핵종은 일반용기 또는 특수용기에 적재 후 처분될 예정이며 각 유형의 처분용기에 대한 차폐 해석은 각 선원에서 방출되는 방사선의 특성을 고려하여 다음과 같은 2가지 방법으로 구분하여 수행하였다.

우선, 일반 처분용기 및 Type 1 특수 처분용기에 대한 차폐 해석에는 포인트커널 (Point Kernel) 방법론이 구현된 전산코드인 MicroShield v9.05 (Grove Software)를 사용하였으며 일반적인 평가 절차는 다음과 같다. 여기서, 알파입자 (^{226}Ra, ^{241}Am) 및 저에너지 베타선 (^{14}C) 방출핵종의 경우 차폐 해석 측면에서 유의미한 선량을 야기하지 않으나 핵종 붕괴과정에서 생성되는 딸핵종에 의해 방출되는 감마선의 효과를 고려하여 평가를 수행하였다.

① 각 용기 유형에 대해 모델링 수행
- 일반용기: 내부용기 두께 변화 반영
- 특수용기 (내부캡슐 포함): 내부캡슐 외경 및 높이 변화 반영

② 각 핵종별 특정 방사능량 수치를 가정한 후 용기 표면 (1 cm) 및 2 m 이격지점에서의 선량 평가

③ 처분용기별 선량률 제한치 (즉, 표면 2 mSv h^{-1} 이하, 2 m 이격지점 0.1 mSv h^{-1} 이하)를 충족하는 최대 방사능량 결과 도출 (내삽 또는 외삽)

④ 상기 도출된 값을 적용하여 다음 수치를 계산한 후 해당 결과를 종합적으로 고려하여 최적 치수 결정
- 적재공간 단위체적당 선원 방사능 (Bq cm^{-3})
- 차폐체 단위중량당 적재 가능 방사능 (Bq kg^{-1})

다음으로, 중성자 방출선원을 처분하기 위해 사용되는 Type 2 특수 처분용기에 대한 차폐 해석에는 몬테카를로 (Monte Carlo) 방법론이 구현된 전산코드인 MCNP5를 사용하였으며 일반적인 평가 절차는 다음과 같다.

① 특수용기 (내부캡슐 포함)에 대해 모델링 수행: 내부캡

술 외경 및 높이 변화 반영

② 각 핵종별 단위 방사능 수치(3.7×10^{10} Bq)를 가정한 후 Mesh Tally를 이용하여 용기 표면(1 cm) 및 2 m 이격지점에서의 선량 평가

- 각 케이스에 대해 중성자에 의한 선량과 중성자 수송 과정에서 생성되는 광자(Neutron-induced Photon)에 의한 선량 합산
- 각 Mesh에 대한 선량 평가결과 중 최대값을 각 지점에서의 선량값으로 고려

③ 처분용기별 선량률 제한치(즉, 표면 2 mSv h^{-1} 이하, 2 m 이격지점 0.1 mSv h^{-1} 이하)를 충족하는 최대 방사능량 결과 도출(내삽 또는 외삽)

④ 상기 도출된 값을 적용하여 다음 수치를 계산한 후 해당 결과를 종합적으로 고려하여 최적 치수 결정

- 적재공간 단위체적당 선원 방사능(Bq cm^{-3})
- 차폐체 단위중량당 적재 가능 방사능(Bq kg^{-1})

2.1 MicroShield 입력자료

해당 프로그램에서는 사용자 편의를 위해 선원항 및 차폐체 구조에 따라 16종의 일반적인 기하학적 형상(Geometry)을 제공하고 있으며 본 평가에서는 폐밀봉선원 적재공간 및 처분용기 구조를 고려하여 다음과 같은 형상을 적용하였다.

- 측면 선량 평가: Cylinder Volume - Side Shields
- 상부 선량 평가: Cylinder Volume - End Shields

일반용기의 경우 내부용기 두께, Type 1 특수용기의 경우 내부캡슐의 크기를 Table 2와 같이 변화시키면서 용기 표면(1 cm), 표면으로부터 1 m 및 2 m 이격지점에서의 선량을 평가하였다. Fig. 1은 내부용기 두께가 3 mm인 일반 처분용기에 대한 Dimension 탭 입력화면 예시이다.

각각의 처분용기를 구성하는 영역에 대한 재질 및 밀도 입력값은 Table 3과 Table 4에 제시하였다. 대부분의 재질에 대해 프로그램에 내장된 라이브러리를 사용하였으나 스테인리스강 재질 정보의 경우 해당 라이브러리에 포함되어 있지 않으므로 방사선 수송 모델링을 위한 물질 조성자료(McConn *et al*. 2011)에 제시된 값을 별도로 입력하여 적용(Custom Material 버튼)하였다. 또한 적재공간 및 Transition 영역의 공기 밀도에 대해 상기 문헌에 제시된 값을 준용하였다.

각 대상 핵종을 선택하여 특정 방사능 재고량을 입력한 후 표준 에너지 구간(Standard Indices)으로 다수의 그룹으로 분류(Grouping)한 결과가 차폐 계산에 적용된다. 핵종 선택과정에서 붕괴 라이브러리를 지정할 수 있으며 본 연구에서는 가장 최신의 자료인 ICRP-107 (ICRP 2008)를 적용하였다. 각 케이스에 대한 차폐 계산은 0.015 MeV 미만의 감마선을 포함하여 수행하였다.

축적계수(Buildup factor)의 경우 Buildup 탭에서 각 영역에 대한 값을 순차적으로 적용하여 별도의 계산을 수행한 후 각각에 대한 계산결과 중 Anterior/Posterior Geometry에 대한 선량이 최대값을 나타내는 영역을 최종적으로 선택하였다.

메쉬(Integration)는 각 방향에 대한 미소체적 분할 개수

Table 2. Variable and input of general disposal container and type 1 special disposal container for shielding analysis

Object to be analyzed	Variable	Input
General disposal container	Thickness of inner container (mm)	0, 1, 2, 3, 4
Type 1 special disposal container	Size of inner capsule (Diameter × Height, mm)	40 × 120, 50 × 140, 60 × 160, 70 × 180, 80 × 200, 90 × 220, 100 × 240

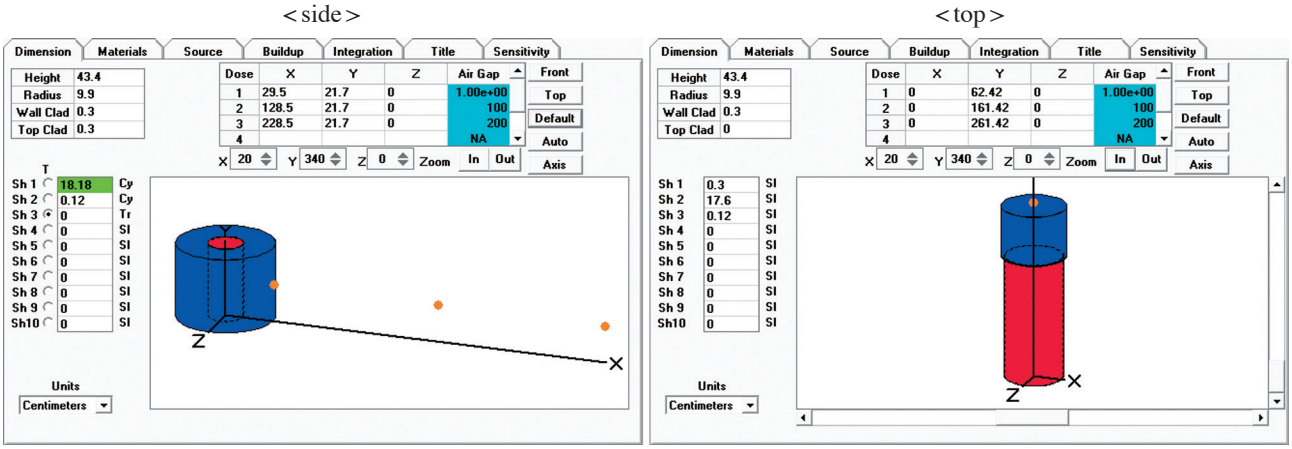

Fig. 1. Shielding modeling for general disposal container using MicroShield.

Table 3. Material and density for shielding analysis of general disposal container

Modeling region	Material				Density (g cm^{-3})
Loading space of source	Air				0.001205
Inner container	Stainless steel (Type 304)				8.0
	Element	Weight percent	Element	Weight percent	
	C	0.0004	Cr	0.1900	
	Si	0.0050	Mn	0.0100	
	P	0.0002	Fe	0.7017	
	S	0.0001	Ni	0.0925	
Shielding material of outer container	Concrete				2.3
Outer container	Carbon steel				7.85
Transition	Air				0.001205
Air gap	Air				0.00122

Table 4. Material and density for shielding analysis of type 1 special disposal container

Modeling region	Material				Density (g cm^{-3})
Loading space of source	Air				0.001205
Inner capsule Inner container	Stainless steel (Type 304)				8.0
	Element	Weight percent	Element	Weight percent	
	C	0.0004	Cr	0.1900	
	Si	0.0050	Mn	0.0100	
	P	0.0002	Fe	0.7017	
	S	0.0001	Ni	0.0925	
Shielding material of inner and outer containers	Concrete				2.3
Outer container	Carbon steel				7.85
Transition	Air				0.001205
Air gap	Air				0.00122

를 의미하며 Cylindrical Geometry의 경우 반경(Radial)/원주(Circumferential)/축(Axial) 방향으로 각각 상이한 값을 입력할 수 있다. 코드 초기 설정치를 고려하여 다음에 대해 각각 계산을 수행한 후 최종적으로 선량이 최대로 나타나는 조합을 선택하여 적용하였다.

- 측면(Side): 10/10/20, 20/20/40, 30/30/60, 40/40/80, 50/50/100
- 상부(End): 20/10/10, 40/20/20, 60/30/30, 80/40/40, 100/50/50

모든 탭에 대한 입력을 완료한 후 Run Case 버튼을 클릭하면 계산이 수행되며 각 평가지점(Dimension 탭에서 입력)에 대한 선량 평가결과는 Dose Point를 선택한 후 우측 하단의 Dose Equivalent 버튼을 클릭하여 확인할 수 있다. 출력파일에는 다음과 같은 옵션을 조합한 결과가 각각 표시되며 선량률 제한치와의 비교 및 보수성 확보를 위해 <ICRP-74, Antero-Posterior, With Buildup>에 해당하는 수치를 최종 결과값으로 채택하였다.

- 선속-선량률 환산인자: ICRP-51 유효선량당량(ICRP 1987) 또는 ICRP-74 유효선량(ICRP 1996)
- 피폭방향: Antero-Posterior, Postero-Anterior, Left Lateral, Lateral, Right Lateral, Rotational, Isotropic
- 축적계수(Buildup) 고려 여부: Without Buildup, With Buildup

2.2 MCNP5 입력자료

Type 2 특수용기의 경우 내부캡슐의 크기를 Table 5와 같이 변화시키면서 용기 표면(1 cm), 표면으로부터 1 m 및 2 m 이격지점에서의 선량을 평가하였다. 특정 케이스에 대한 모델링 결과를 Fig. 2에 예시하였다.

처분용기를 구성하는 각 영역에 대한 재질 및 밀도 입력값은 Table 6에 요약하였다. 외부용기 드럼(철)을 제외한 나머지 모든 재질에 대해 방사선 수송 모델링을 위한 물질 조성자료(McConn *et al*. 2011)에 제시된 밀도 및 조성을 적용하였다. 보다 정확한 해석을 위해서는 각 물질을 구성하는 핵종에 대한 연속 에너지 반응단면적 라이브러리가 필요하

며 본 해석에서는 endf66a (.66c), endf60 (.66c), rmccs (.50c 또는 .55c), endl92 (.42c) 등을 기반으로 사용하였다.

각 선원 유형에 대해 특정 방사능 수치 (3.7×10^{10} Bq)를 가정한 후 IAEA 자료 (AAEC 1982)에 제시된 중성자 방출률 및 평균 에너지 (Table 7)를 활용하여 선원항을 입력하였으며 중성자는 각 케이스에 대해 1×10^{8}개의 입자가 선원 적재공간 영역에서 균일하게 방출되도록 모델링하였다.

본 해석의 궁극적 목적은 처분용기 표면 및 외부에서의 선량률을 계산하는 것이지만 해당 코드에는 이를 직접적으로 확인할 수 있는 탤리가 존재하지 않는다. 따라서, 우선적으로 FMESH 탤리를 통해 다음 경계로 구분되는 다수의 가상 영역을 설정하여 각 영역에 대한 평균선속 (Flux)을 측정한 후 선속 - 선량률 환산인자를 입력함으로써 출력파일에 선량률이 표시되도록 하였다. 이러한 환산인자는 ICRP-74 (ICRP 1996)의 자료를 사용하였으며 감마선 및 중성자 에너지에 따른 자세한 수치는 Table 8과 Table 9에 각각 제시하였다.

- 반경방향: 표면, 1 cm, 100 cm, 101 cm, 200 cm, 201 cm, 400 cm
- 축방향 (상부/하부): 표면, 1 cm, 100 cm, 101 cm, 200 cm, 201 cm, 400 cm
- 원주방향: 20개 영역으로 세분 (18도 간격)

처분용기별 선량률 제한치와의 비교를 위해 표면 및 2 m 이격지점에 설정된 다수의 가상 영역에 대한 결과값 중 최대값을 각 지점에 대한 대표값으로 선정하였다. 각 시뮬레이션 케이스에 대한 출력파일에 제공되는 통계적 지표에 대한 검토를 통해 신뢰할 수 있는 결과임을 확인하였다. 특히, 중요한 통계적 수치인 상대오차 (Relative Error)의 경우 모든 케이스에 대해 중요 영역에서 MCNP에서 제시하고 있는 신뢰 가능한 수준 (즉, 특수한 경우를 제외하면 0.1 미만)에 비해 상당히 낮은 0.05 미만으로 평가되었다.

MCNP 계산의 경우 몬테카를로 방법에 의해 수행되므로 문제 유형 및 실행환경에 따라 계산시간이 상이하며, 특정 조건 (Intel Core i7 CPU @ 2.30 GHz, RAM 16GB, 윈도우즈 7 64비트 운영체제)에서 각 케이스에 대해 약 10~15시간이 소요되었다.

Table 5. Variable and input of type 2 special disposal container for shielding analysis

Object to be analyzed	Variable	Input
Type 2 special disposal container	Size of inner capsule (Diameter × Height, mm)	40 × 120, 50 × 140, 60 × 160, 70 × 180, 80 × 200, 90 × 220, 100 × 240

결과 및 고찰

일반 처분용기에 대해서는 적재 대상 핵종별로 내부용기

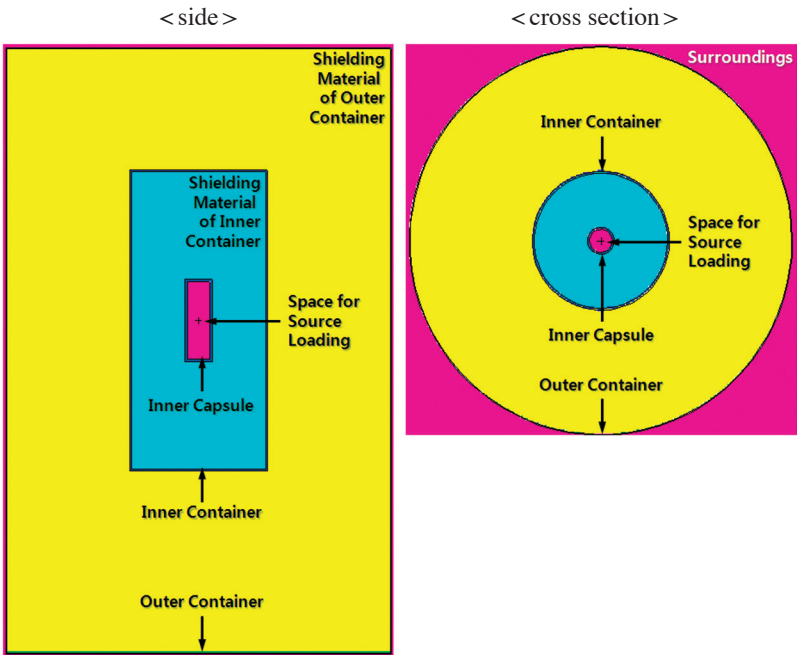

Fig. 2. Shielding modeling for type 2 special disposal container using MCNP5.

Table 6. Material and density for shielding analysis of type 2 special disposal container

Modeling region	Material	Density (g cm^{-3})	Composition (MCNP input)	
Loading space of source Environment	Air	0.001205	6000.66c 7014.66c 8016.66c 18000.42c	−0.000124 −0.755268 −0.231781 −0.012827
Inner capsule Inner container	Stainless steel (Type 304)	8.0	6000.66c 14000.60c 15031.66c 16000.66c 24000.50c 25055.66c 26000.55c 28000.50c	−0.0004 −0.005 −0.00023 −0.00015 −0.19 −0.01 −0.70173 −0.0925
Shielding material of inner container	Lead	11.35	82000.50c	−1.0
Shielding material of outer container	Concrete (Portland)	2.3	1001.66c 6000.66c 8016.66c 11023.66c 12000.66c 13027.66c 14000.60c 19000.66c 20000.66c 26000.55c	−0.01 −0.001 −0.529107 −0.016 −0.002 −0.033872 −0.337021 −0.013000 −0.044000 −0.014000
Outer container	Carbon steel	7.85	26000.55c	−1.0

Table 7. Emission rate and average energy of neutron source

Type of source	Emission rate of neutron (neutrons sec^{-1} Bq^{-1})	Average energy of neutron (J (MeV))
^{226}Ra/Be (α,n)	3.514×10^{-4}	5.768×10^{-13} (3.6)
^{241}Am/Be (α,n)	5.946×10^{-5}	6.409×10^{-13} (4.0)
^{124}Sb/Be (γ,n)	1.351×10^{-4}	4.166×10^{-15} (0.026)

Table 8. Fluence-to-dose conversion factor for gamma ray

Energy (J)	Conversion factor (mSv h^{-1} cm^{-2} sec^{-1})	Energy (J)	Conversion factor (mSv h^{-1} cm^{-2} sec^{-1})
1.602×10^{-15}	2.20×10^{-7}	8.010×10^{-14}	1.05×10^{-5}
2.403×10^{-15}	2.99×10^{-6}	9.612×10^{-14}	1.24×10^{-5}
3.204×10^{-15}	3.78×10^{-6}	1.282×10^{-13}	1.58×10^{-5}
4.806×10^{-15}	2.92×10^{-6}	1.602×10^{-13}	1.87×10^{-5}
6.408×10^{-15}	2.30×10^{-6}	2.403×10^{-13}	2.48×10^{-5}
8.010×10^{-15}	1.98×10^{-6}	3.204×10^{-13}	3.10×10^{-5}
9.612×10^{-15}	1.84×10^{-6}	4.806×10^{-13}	4.00×10^{-5}
1.282×10^{-14}	1.91×10^{-6}	6.408×10^{-13}	4.82×10^{-5}
1.602×10^{-14}	2.20×10^{-6}	8.010×10^{-13}	5.58×10^{-5}
2.403×10^{-14}	3.20×10^{-6}	9.612×10^{-13}	6.34×10^{-5}
3.204×10^{-14}	4.32×10^{-6}	1.282×10^{-12}	7.78×10^{-5}
4.806×10^{-14}	6.48×10^{-6}	1.602×10^{-12}	9.22×10^{-5}
6.408×10^{-14}	8.57×10^{-6}		

두께를 0~4 mm 범위(1 mm 간격)로 변화시키면서 선량률 제한치를 충족하는 최대 방사능량 결과를 우선적으로 도출하였다. 이후 해당 수치를 적용하여 적재공간 단위체적당 선원 방사능 및 전체 차폐체 단위중량당 적재 가능 방사능을 평가하였으며 그 결과를 Table 10에 제시하였다.

Type 1 특수 처분용기에 대해서는 적재 대상 핵종별로 내부캡슐 크기를 외경 40 mm×높이 120 mm~외경 100 mm×높이 240 mm 범위(외경 10 mm, 높이 20 mm 간격으로 증가)

Table 9. Fluence-to-dose conversion factor for neutron

Energy (J)	Conversion factor ($mSv\,h^{-1}\,cm^{-2}\,sec^{-1}$)	Energy (J)	Conversion factor ($mSv\,h^{-1}\,cm^{-2}\,sec^{-1}$)
1.602×10^{-22}	2.38×10^{-5}	2.403×10^{-14}	4.75×10^{-4}
1.602×10^{-21}	3.24×10^{-5}	3.204×10^{-14}	6.12×10^{-4}
4.053×10^{-21}	3.82×10^{-5}	4.806×10^{-14}	8.39×10^{-4}
1.602×10^{-20}	4.64×10^{-5}	8.010×10^{-14}	1.16×10^{-3}
3.204×10^{-20}	4.86×10^{-5}	1.121×10^{-13}	1.35×10^{-3}
8.010×10^{-20}	4.90×10^{-5}	1.442×10^{-13}	1.44×10^{-3}
1.602×10^{-19}	4.79×10^{-5}	1.602×10^{-13}	1.50×10^{-3}
3.204×10^{-19}	4.64×10^{-5}	1.922×10^{-13}	1.53×10^{-3}
8.010×10^{-19}	4.32×10^{-5}	3.204×10^{-13}	1.51×10^{-3}
1.602×10^{-18}	4.07×10^{-5}	4.806×10^{-13}	1.48×10^{-3}
3.204×10^{-18}	3.82×10^{-5}	6.408×10^{-13}	1.47×10^{-3}
8.010×10^{-18}	3.56×10^{-5}	8.010×10^{-13}	1.46×10^{-3}
1.602×10^{-17}	3.38×10^{-5}	9.612×10^{-13}	1.44×10^{-3}
3.204×10^{-17}	3.20×10^{-5}	1.121×10^{-12}	1.46×10^{-3}
8.010×10^{-17}	2.99×10^{-5}	1.282×10^{-12}	1.47×10^{-3}
1.602×10^{-16}	2.84×10^{-5}	1.442×10^{-12}	1.51×10^{-3}
3.204×10^{-16}	2.77×10^{-5}	1.602×10^{-12}	1.58×10^{-3}
8.010×10^{-16}	2.88×10^{-5}	1.922×10^{-12}	1.73×10^{-3}
1.602×10^{-15}	3.78×10^{-5}	2.243×10^{-12}	1.87×10^{-3}
3.204×10^{-15}	5.98×10^{-5}	2.403×10^{-12}	1.94×10^{-3}
4.806×10^{-15}	8.53×10^{-5}	2.563×10^{-12}	2.00×10^{-3}
8.010×10^{-15}	1.48×10^{-4}	2.884×10^{-12}	2.05×10^{-3}
1.121×10^{-14}	2.16×10^{-4}	3.204×10^{-12}	2.16×10^{-3}
1.602×10^{-14}	3.17×10^{-4}		

Table 10. Result of shielding analysis for general disposal container

Nuclide	Thickness of inner container (mm)	Maximum activity ($\times(3.7\times10^{10}$ Bq))	Maximum loadable activity	
			per loading volume ($\times(3.7\times10^{10}$ Bq) cm^{-3})	per shielding weight ($\times(3.7\times10^{10}$ Bq) kg^{-1})
^{60}Co	0.0	0.0618	4.296×10^{-6}	1.211×10^{-4}
	1.0	0.0638	4.543×10^{-6}	1.244×10^{-4}
	2.0	0.0658	4.805×10^{-6}	1.277×10^{-4}
	3.0	0.0679	5.080×10^{-6}	1.310×10^{-4}
	4.0	0.0701	5.375×10^{-6}	1.345×10^{-4}
^{22}Na	0.0	0.0757	5.266×10^{-6}	1.485×10^{-4}
	1.0	0.0785	5.590×10^{-6}	1.530×10^{-4}
	2.0	0.0811	5.923×10^{-6}	1.574×10^{-4}
	3.0	0.0839	6.278×10^{-6}	1.619×10^{-4}
	4.0	0.0868	6.657×10^{-6}	1.666×10^{-4}
^{134}Cs	0.0	0.1087	7.558×10^{-6}	2.131×10^{-4}
	1.0	0.1127	8.027×10^{-6}	2.197×10^{-4}
	2.0	0.1168	8.529×10^{-6}	2.266×10^{-4}
	3.0	0.1212	9.071×10^{-6}	2.339×10^{-4}
	4.0	0.1257	9.644×10^{-6}	2.414×10^{-4}
^{152}Eu	0.0	0.1489	1.036×10^{-5}	2.920×10^{-4}
	1.0	0.1546	1.101×10^{-5}	3.014×10^{-4}
	2.0	0.1603	1.170×10^{-5}	3.109×10^{-4}
	3.0	0.1661	1.243×10^{-5}	3.206×10^{-4}
	4.0	0.1718	1.318×10^{-5}	3.300×10^{-4}
^{192}Ir	0.0	0.2282	1.587×10^{-5}	4.475×10^{-4}
	1.0	0.2393	1.705×10^{-5}	4.666×10^{-4}
	2.0	0.2509	1.832×10^{-5}	4.867×10^{-4}
	3.0	0.2631	1.969×10^{-5}	5.078×10^{-4}
	4.0	0.2761	2.118×10^{-5}	5.301×10^{-4}

Table 10. Continued

Nuclide	Thickness of inner container (mm)	Maximum activity ($\times(3.7\times10^{10}$ Bq))	Maximum loadable activity	
			per loading volume ($\times(3.7\times10^{10}$ Bq) cm^{-3})	per shielding weight ($\times(3.7\times10^{10}$ Bq) kg^{-1})
^{252}Cf	0.0	0.3640	2.531×10^{-5}	7.137×10^{-4}
	1.0	0.3762	2.680×10^{-5}	7.335×10^{-4}
	2.0	0.3886	2.837×10^{-5}	7.538×10^{-4}
	3.0	0.4012	3.002×10^{-5}	7.743×10^{-4}
	4.0	0.4143	3.178×10^{-5}	7.955×10^{-4}
^{137}Cs	0.0	0.3403	2.366×10^{-5}	6.672×10^{-4}
	1.0	0.3538	2.520×10^{-5}	6.899×10^{-4}
	2.0	0.3679	2.686×10^{-5}	7.137×10^{-4}
	3.0	0.3827	2.864×10^{-5}	7.386×10^{-4}
	4.0	0.3981	3.054×10^{-5}	7.645×10^{-4}
^{133}Ba	0.0	0.5065	3.522×10^{-5}	9.929×10^{-4}
	1.0	0.5322	3.791×10^{-5}	1.038×10^{-3}
	2.0	0.5591	4.082×10^{-5}	1.085×10^{-3}
	3.0	0.5874	4.395×10^{-5}	1.134×10^{-3}
	4.0	0.6171	4.734×10^{-5}	1.185×10^{-3}
^{75}Se	0.0	0.5068	3.524×10^{-5}	9.937×10^{-4}
	1.0	0.5391	3.841×10^{-5}	1.051×10^{-3}
	2.0	0.5732	4.185×10^{-5}	1.112×10^{-3}
	3.0	0.6096	4.562×10^{-5}	1.176×10^{-3}
	4.0	0.6483	4.974×10^{-5}	1.245×10^{-3}
^{235}U	0.0	1.3727	9.545×10^{-5}	2.691×10^{-3}
	1.0	1.4815	1.055×10^{-4}	2.889×10^{-3}
	2.0	1.5987	1.167×10^{-4}	3.101×10^{-3}
	3.0	1.7256	1.291×10^{-4}	3.331×10^{-3}
	4.0	1.8639	1.430×10^{-4}	3.579×10^{-3}
^{57}Co	0.0	4.4733	3.110×10^{-4}	8.770×10^{-3}
	1.0	5.2576	3.746×10^{-4}	1.025×10^{-2}
	2.0	6.1728	4.507×10^{-4}	1.197×10^{-2}
	3.0	7.2385	5.417×10^{-4}	1.397×10^{-2}
	4.0	8.4710	6.499×10^{-4}	1.627×10^{-2}
^{153}Gd	0.0	10.9409	7.608×10^{-4}	2.145×10^{-2}
	1.0	13.2979	9.474×10^{-4}	2.593×10^{-2}
	2.0	16.1812	1.181×10^{-3}	3.139×10^{-2}
	3.0	19.7239	1.476×10^{-3}	3.807×10^{-2}
	4.0	24.0848	1.848×10^{-3}	4.625×10^{-2}
^{85}Kr	0.0	0.8130	5.653×10^{-5}	1.594×10^{-3}
	1.0	0.8475	6.037×10^{-5}	1.653×10^{-3}
	2.0	0.8834	6.449×10^{-5}	1.714×10^{-3}
	3.0	0.9217	6.897×10^{-5}	1.779×10^{-3}
	4.0	0.9611	7.373×10^{-5}	1.846×10^{-3}
^{109}Cd	0.0	0.0579	4.027×10^{-6}	1.136×10^{-4}
	1.0	0.0811	5.776×10^{-6}	1.581×10^{-4}
	2.0	0.1138	8.306×10^{-6}	2.207×10^{-4}
	3.0	0.1603	1.199×10^{-5}	3.093×10^{-4}
	4.0	0.2262	1.736×10^{-5}	4.345×10^{-4}
^{244}Cm	0.0	0.8881	6.175×10^{-5}	1.741×10^{-3}
	1.0	0.9246	6.587×10^{-5}	1.803×10^{-3}
	2.0	0.9615	7.020×10^{-5}	1.865×10^{-3}
	3.0	0.9990	7.476×10^{-5}	1.928×10^{-3}
	4.0	1.0373	7.959×10^{-5}	1.992×10^{-3}
^{238}U	0.0	1.4104	9.807×10^{-5}	2.765×10^{-3}
	1.0	1.5279	1.088×10^{-4}	2.980×10^{-3}
	2.0	1.6461	1.202×10^{-4}	3.193×10^{-3}
	3.0	1.7637	1.320×10^{-4}	3.404×10^{-3}
	4.0	1.8832	1.445×10^{-4}	3.617×10^{-3}

Table 10. Continued

Nuclide	Thickness of inner container (mm)	Maximum activity ($\times(3.7\times10^{10}$ Bq))	Maximum loadable activity	
			per loading volume ($\times(3.7\times10^{10}$ Bq) cm^{-3})	per shielding weight ($\times(3.7\times10^{10}$ Bq) kg^{-1})
^{210}Po	0.0	1.7301	1.203×10^{-4}	3.392×10^{-3}
	1.0	1.7889	1.274×10^{-4}	3.489×10^{-3}
	2.0	1.8519	1.352×10^{-4}	3.592×10^{-3}
	3.0	1.9175	1.435×10^{-4}	3.701×10^{-3}
	4.0	1.9861	1.524×10^{-4}	3.814×10^{-3}
^{147}Pm	0.0	0.1932	1.344×10^{-5}	3.788×10^{-4}
	1.0	0.2347	1.672×10^{-5}	4.576×10^{-4}
	2.0	0.2856	2.085×10^{-5}	5.540×10^{-4}
	3.0	0.3482	2.606×10^{-5}	6.720×10^{-4}
	4.0	0.4250	3.261×10^{-5}	8.161×10^{-4}
^{210}Bi	0.0	0.6236	4.336×10^{-5}	1.223×10^{-3}
	1.0	0.6585	4.692×10^{-5}	1.284×10^{-3}
	2.0	0.6954	5.077×10^{-5}	1.349×10^{-3}
	3.0	0.7345	5.496×10^{-5}	1.418×10^{-3}
	4.0	0.7758	5.952×10^{-5}	1.490×10^{-3}
^{90}Sr (^{90}Y)	0.0	0.5222	3.631×10^{-5}	1.024×10^{-3}
	1.0	0.5360	3.819×10^{-5}	1.045×10^{-3}
	2.0	0.5501	4.016×10^{-5}	1.067×10^{-3}
	3.0	0.5645	4.224×10^{-5}	1.089×10^{-3}
	4.0	0.5790	4.442×10^{-5}	1.112×10^{-3}
^{55}Fe	0.0	1.3450	9.352×10^{-5}	2.637×10^{-3}
	1.0	1.4793	1.054×10^{-4}	2.885×10^{-3}
	2.0	1.6273	1.188×10^{-4}	3.157×10^{-3}
	3.0	1.7921	1.341×10^{-4}	3.459×10^{-3}
	4.0	1.9763	1.516×10^{-4}	3.795×10^{-3}
^{125}I	0.0	0.4817	3.349×10^{-5}	9.444×10^{-4}
	1.0	6.7363	4.799×10^{-4}	1.314×10^{-2}
	2.0	94.607	6.907×10^{-3}	1.835×10^{-1}
	3.0	1336.0	9.998×10^{-2}	2.579×100
	4.0	19011	1.459×100	3.651×101
^{68}Ge	0.0	1.3495	9.384×10^{-5}	2.646×10^{-3}
	1.0	1.3495	9.614×10^{-5}	2.632×10^{-3}
	2.0	1.3486	9.846×10^{-5}	2.616×10^{-3}
	3.0	1.3486	1.009×10^{-4}	2.603×10^{-3}
	4.0	1.3477	1.034×10^{-4}	2.588×10^{-3}
^{3}H	–	Excluded from the analysis due to no emission of gamma ray of daughter nuclides during decay chain		
^{63}Ni	–			

로 변화시키면서 선량률 제한치를 충족하는 최대 방사능량 결과를 우선적으로 도출하였다. 이후 해당 수치를 적용하여 적재공간 단위체적당 선원 방사능 및 전체 차폐체 단위중량당 적재 가능 방사능을 평가하였으며 그 결과를 Table 11에 제시하였다.

Type 2 특수 처분용기에 대해서는 적재 대상 핵종별로 내부캡슐 크기를 외경 40 mm×높이 120 mm~외경 100 mm×높이 240 mm 범위(외경 10 mm, 높이 20 mm 간격으로 증가)로 변화시키면서 선량률 제한치를 충족하는 최대 방사능량 결과를 우선적으로 도출하였다. 이후 해당 수치를 적용하여 적재공간 단위체적당 선원 방사능 및 내부 차폐체 단위중량당 적재 가능 방사능을 평가하였으며 그 결과를 Table 12에 제시하였다. 본 용기 유형의 경우 내부 차폐체로 시멘트 대신 납을 사용하므로 전체 차폐체가 아닌 내부 차폐체에 의한 효율성이 상대적으로 중요할 것으로 판단된다.

상기 제시한 평가결과를 기초로 폐밀봉선원 처분용기 개념설계에 중요한 다음과 같은 변수를 결정하였다.

- 일반 처분용기: 내부용기 두께 변화에 따라 적재공간 단위체적당 선원 방사능 및 전체 차폐체(내 · 외부용기 드럼 포함) 단위중량당 적재 가능 방사능을 평가하였으며 대표적으로 감마상수가 큰 값을 나타내는 ^{60}Co 핵종에 대한 결과를 Fig. 3에 예시하였다. 이를 통해 두께 변화

Table 11. Result of shielding analysis for type 1 special disposal container

Nuclide	Size of inner capsule (mm)	Maximum activity ($\times(3.7\times10^{10}$ Bq))	Maximum loadable activity	
			per loading volume ($\times(3.7\times10^{10}$ Bq) cm^{-3})	per shielding weight ($\times(3.7\times10^{10}$ Bq) kg^{-1})
^{226}Ra	40×120	167.2	1.62	0.32
	50×140	155.5	0.76	0.30
	60×160	144.8	0.41	0.28
	70×180	135.0	0.24	0.26
	80×200	125.9	0.15	0.24
	90×220	117.6	0.10	0.23
	100×240	110.3	0.07	0.21
^{241}Am	40×120	36,205.6	349.8	69.4
	50×140	34,100.6	167.4	65.4
	60×160	32,133.7	91.1	61.7
	70×180	30,298.4	54.1	58.2
	80×200	28,583.7	34.3	55.0
	90×220	26,976.0	22.7	52.0
	100×240	25,529.7	15.7	49.3
^{14}C	–	Excluded from the analysis due to emission of low energy beta ray only (156 keV, 100%)		

Table 12. Result of shielding analysis for type 2 special disposal container

Nuclide	Size of inner capsule (mm)	Maximum activity ($\times(3.7\times10^{10}$ Bq))	Maximum loadable activity	
			per loading volume ($\times(3.7\times10^{10}$ Bq) cm^{-3})	per shielding weight ($\times(3.7\times10^{10}$ Bq) kg^{-1})
^{226}Ra/Be	40×120	2.30	0.022	1.536×10^{-2}
	50×140	2.28	0.011	1.533×10^{-2}
	60×160	2.24	0.006	1.531×10^{-2}
	70×180	2.21	0.004	1.539×10^{-2}
	80×200	2.18	0.003	1.556×10^{-2}
	90×220	2.15	0.002	1.581×10^{-2}
	100×240	2.11	0.001	1.619×10^{-2}
^{241}Am/Be	40×120	13.28	0.128	8.856×10^{-2}
	50×140	13.07	0.064	8.800×10^{-2}
	60×160	12.86	0.036	8.777×10^{-2}
	70×180	12.63	0.023	8.780×10^{-2}
	80×200	12.39	0.015	8.835×10^{-2}
	90×220	12.18	0.010	8.970×10^{-2}
	100×240	11.94	0.007	9.165×10^{-2}
^{124}Sb/Be	40×120	72.359	0.699	0.483
	50×140	72.860	0.358	0.490
	60×160	73.394	0.208	0.501
	70×180	74.074	0.132	0.515
	80×200	74.683	0.090	0.532
	90×220	75.443	0.064	0.556
	100×240	76.336	0.047	0.586

에 따른 결과의 변동성이 매우 작음을 확인하였으며 보수성 확보 차원에서 내부용기 두께를 3 mm로 결정하였다.

- Type 1 특수 처분용기: 내부캡슐 크기 변화에 따라 적재 공간 단위체적당 선원 방사능 및 전체 차폐체(내 · 외부 합산) 단위중량당 적재 가능 방사능을 평가하였으며 ^{226}Ra 및 ^{241}Am 핵종에 대한 평가결과를 Fig. 4~Fig. 5에 제시하였다. ^{14}C의 경우 저에너지 베타선(156 keV, 100%)만 방출함에 따라 MicroShield 코드를 이용하여 계산할 수 없으며 선량 또한 매우 낮을 것으로 예상되므로 해석에서 제외하였다. ^{226}Ra 및 ^{241}Am 선원에 대한 결과 모두 내부캡슐 크기가 외경 40 mm×높이 120 mm인 경우 최대값을 나타내며 외경 40 mm×높이 120 mm에서 외경 50 mm×높이 140 mm로 치수를 변경하는 경우 적

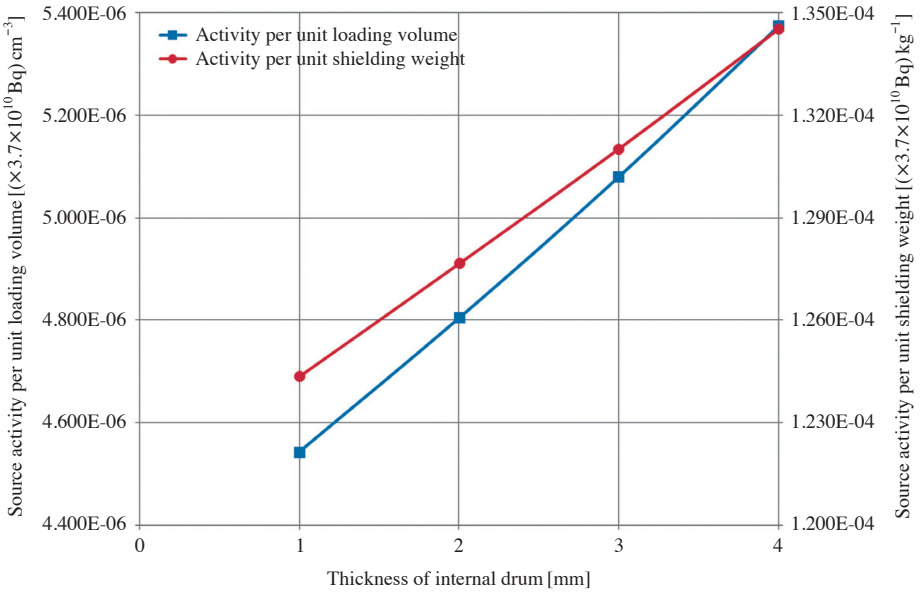

Fig. 3. Source activity per unit loading volume and unit shielding weight of general disposal container for ^{60}Co.

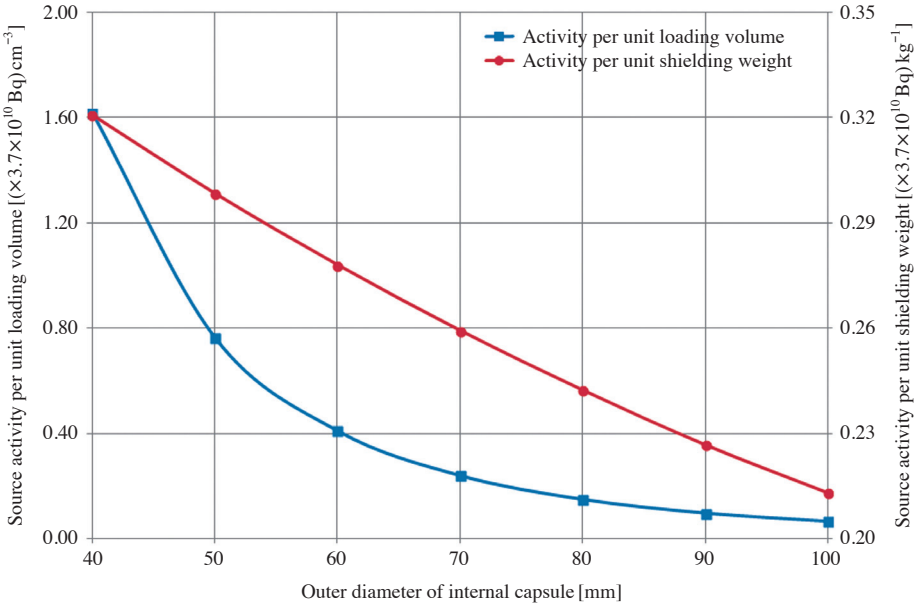

Fig. 4. Source activity per unit loading volume and unit shielding weight of type 1 special disposal container for ^{226}Ra.

재공간 단위체적당 선원 방사능이 급격히 감소함을 확인하였다. 따라서 Type 1 특수 처분용기에 대한 내부캡슐 크기를 외경 40 mm, 높이 120 mm로 결정하였다.

- Type 2 특수 처분용기: 내부캡슐 크기 변화에 따라 적재공간 단위체적당 선원 방사능 및 내부 차폐체 단위중량당 적재 가능 방사능을 평가하였으며 각 핵종에 대한 평가결과를 Fig. 6~Fig. 8에 제시하였다. 적재공간 단위체적당 선원 방사능의 경우 외경 40 mm×높이 120 mm, 내부 차폐체 단위중량당 선원 방사능의 경우 외경 100 mm×높이 240 mm에서 최대값을 나타냄을 알 수 있다. Type 2 특수 처분용기의 경우 내부 차폐체로 시멘트 대신 납을 사용하므로 전체 차폐체가 아닌 내부 차폐체에 의한 효율성이 상대적으로 중요할 것으로 판단되므로 내부캡슐 크기를 외경 100 mm, 높이 240 mm로 결정하였다.

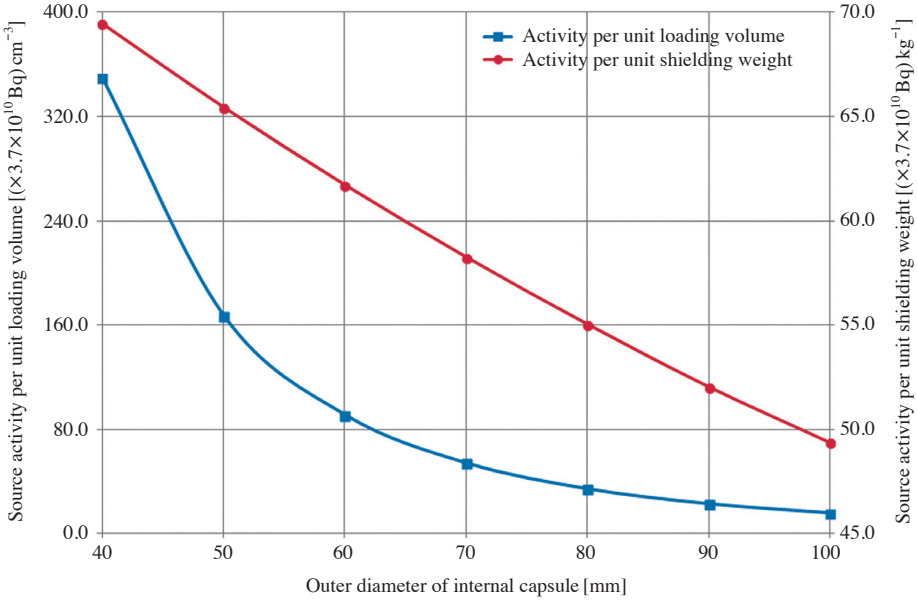

Fig. 5. Source activity per unit loading volume and unit shielding weight of type 1 special disposal container for ^{241}Am.

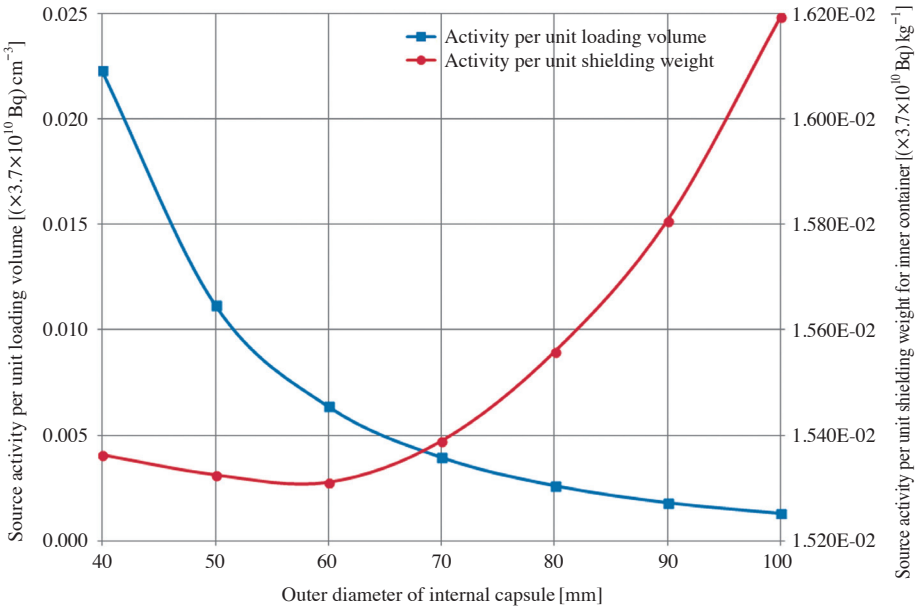

Fig. 6. Source activity per unit loading volume and unit shielding weight for inner container of type 2 special disposal container for ^{226}Ra/Be.

결 론

본 연구에서는 체계적인 폐밀봉선원 관리 방안 수립의 일환으로 국내에서 발생된 총 34종의 폐밀봉선원 중 혼합 핵종을 제외한 나머지 32가지 핵종을 대상으로 기존 연구과정에서 도출된 처분 방식별 예비 폐쇄 후 안전성평가 결과 및 선원 특성 등을 근거로 일반 및 특수(2가지 유형으로 세분) 처분용기로 구분하여 방사선 차폐 해석을 수행하였다. 이러한 해석결과에 따라 일반 처분용기의 내부용기 두께 및 특수 처분용기의 내부캡슐 크기를 결정한 후 이를 처분용기 개념설계안에 반영하였다. 본 연구를 통해 도출된 처분용기 개념설계안은 현행 기술기준 및 설계상의 성능수준을 충분히 만족하고 있으며 이를 활용하여 현재 임시 저장되고 있는 폐밀봉선원의 안전한 처분 관리가 가능할 것으로 판단된다.

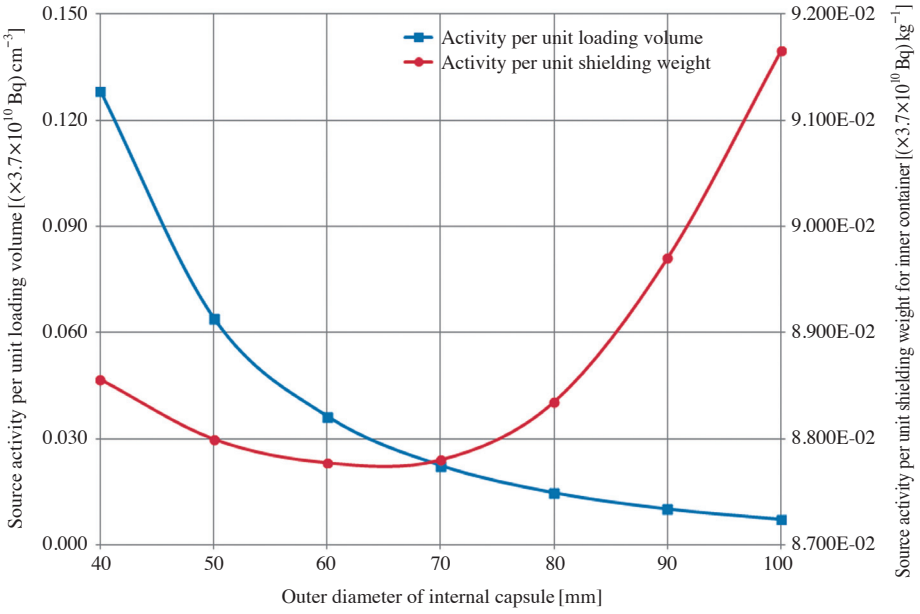

Fig. 7. Source activity per unit loading volume and unit shielding weight for inner container of type 2 special disposal container for ^{241}Am/Be.

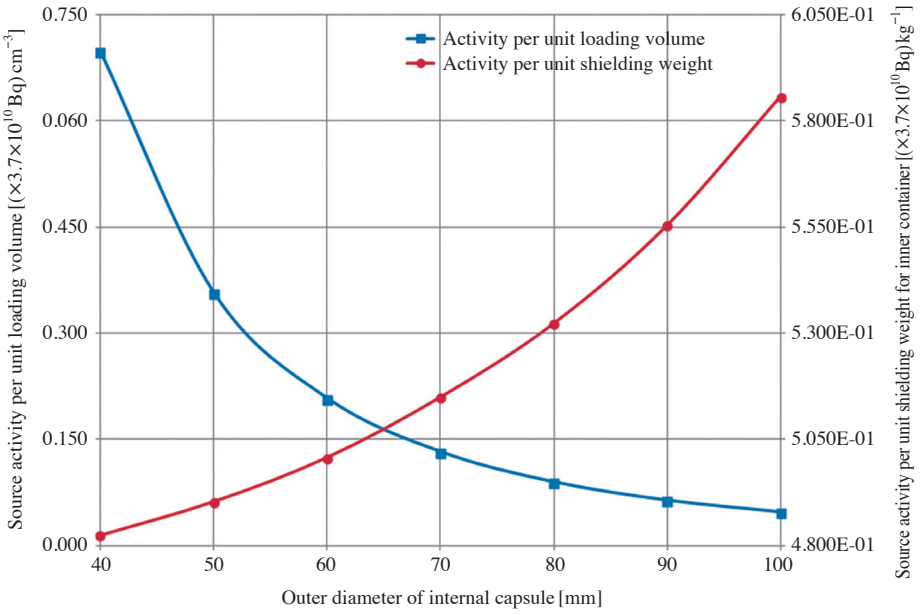

Fig. 8. Source activity per unit loading volume and unit shielding weight for inner container of type 2 special disposal container for ^{124}Sb/Be.

사 사

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

참 고 문 헌

원자력안전위원회. 2014. 방사성물질등의 포장 및 운반에 관한 규정. 원자력안전위원회고시 제2014-50호.

한국수력원자력(주). 2005. 밀봉선원폐기물 처분 방안 연구.

한국수력원자력(주). 2008. 중 · 저준위방사성폐기물처분시설 안전성분석보고서.

IAEA. 2000. Handling, Conditioning and Storage of Spent Sealed Radioactive Sources. IAEA-TECDOC-1145.

IAEA. 2004. Safety Assessment Methodologies for Near Surface Disposal Facilities. Vol. 2.

Australian Atomic Energy Commission. 1982. IAEA Regional Training Course: Use of Nuclear Techniques in the Mineral

Industry. AAEC-S24.

ICRP 51. 1987. Data for Use in Protection against External Radiation. ICRP Publication.

ICRP 74. 1996. Conversion Coefficients for Use in Radiological Protection against External Radiation. ICRP Publication.

ICRP 107. 2008. Nuclear Decay Data for Dosimetric Calculations. ICRP Publication.

Kim JY, Kim SH and Lee SH. 2017. Characteristic Analysis and Optimum Management Plan of Disused Sealed Radioactive Sources in Korea. *Ann. Nucl. Energy* **102**:268-273.

Lee SH and Kim JY. 2017. Post-closure Safety Assessment of Near Surface Disposal Facilities for Disused Sealed Radioactive Sources. *Nucl. Eng. Des.* **313**:425-436.

McConn RJ, Gesh CJ, Pagh RT, Rucker RA and Williams III RG. 2011. Compendium of Material Composition Data for Radiation Transport Modeling. Pacific Northwest National Laboratory, PIET-43741-TM-963.

Received: 10 February 2017
Revised: 24 May 2017
Revision accepted: 23 June 2017