Journal of RADIATION INDUSTRY
Vol. 18, No. 4, pp. 487-495, 2024
https://doi.org/10.23042/radin.2024.18.4.487

Industrial article

처분시스템 설계를 위한 경수로 사용후핵연료 처분용기 열해석 평가

조서연[1] · 김민석[1,*] · 윤형주[1] · 이상환[1] · 박지혜[2]

[1]한국원자력환경공단 고준위기술개발원, [2](주)태성에스엔이

Thermal Analysis of PWR Spent Nuclear Fuel Disposal Canister for Disposal System: Canister Design and Disposal Concepts

Seo-Yeon Cho[1], Min-Seok Kim[1,*], Hyung-Ju Yun[1], Sang-Hwan Lee[1], and Jihye Park[2]

[1]HLW Technology Development Institue, Korea Radioactive Waste Agency, 174, Gajeong-ro, Yuseong-gu, Daejeon 34129, Republic of Korea
[2]TAE SUNG S&E, INC., 27, Seongsui-ro 7-gil, Seongdong-gu, Seoul 04780, Republic of Korea

ABSTRACT The thermal analyses of various disposal canisters using ANSYS Mechanical code were performed considering the vertical and horizontal disposal concepts. ACE7 Pressurized Water Reactor (PWR) type of Spent Nuclear Fuel (SNF) was considered and 4 fuel assemblies in one disposal canister were used as the source term. In the vertical disposal concept, the KBS-3 and postulated type of disposal canisters showed that those peak temperatures were lower than 100°C compared to STAD type of disposal canister. In the horizontal disposal concept, the peak temperatures of KBS-3, Nagra and postulated type of disposal canisters were lower than 100°C, which satisfied the thermal design requirement of the disposal system. In this study, the higher peak temperature results of disposal canisters indicated the greater thickness of bentonite buffer as the heat transfer effect get reduced. In addition, the heat transfer effect was also influenced by the distance between deposition hole and the dimension of disposal canisters. This study can be used for further research regarding Deep Geological Repository (DGR) design considering various disposal canisters and disposal concepts.

Key words: Thermal analysis, Disposal canister, Vertical disposal concept, Horizontal disposal concept, Bentonite buffer

1. 서 론

핵연료는 원자력발전소 운전을 위해 원자로에 장전되어 있다가 반출되어 핵분열성 물질을 포함한 사용후핵연료가 되고 열과 방사능이 일정량 감소되면 처분용기에 담겨 심층처분시설에 처분된다. 사용후핵연료는 고준위방사성폐기물로서 높은 수준의 열과 방사능을 방출하여 처분 시 인간 생활권으로부터 영구적으로 격리되게 된다[1].

국외 처분 선도국의 처분용기 및 처분시설 개발 현황을 살펴보면, 핀란드와 스웨덴은 처분시설의 건설 허가를 각국 정부로부터 승인받았고, KBS-3 처분방식에 따른 처분용기 개념도 개발하였다[2]. 스위스, 캐나다의 경우 자체적으로 용기 개념을 개발하였지만, 더 경제적인 용기 개발 노력이 진행되고 있어 추후 개선 및 변경될 여지가 있다. 국내에서는 사용후핵연료 처분용기 및 처분시설 설계에 대한 연구가 아직 개념설계 단계이고, 추후 진행되는 처분사업에 적용될 수 있도록 경제성과 안전성을 고려한 연구가 진행되어야 한다.

심층처분시설의 안전성을 구성하는 성분인 처분시스템 중 공학적방벽은 처분용기, 완충재, 처분고(처분공 또는 처분용 터널) 구조물, 뒤채움재 등을 포함하며 처분환경에서 사용후핵연료로 인한 붕괴열과 주변 압력을 견딜 수 있어야 한다[1]. 심층처분시설의 안전성은 처분시스템의 단계별 안전성평가를 통해 지속적으로 구축되어야 하며, 장기성능을 예측하기 위해 처분시스템 고유의 특성을 확인하고 이에 따른 성능 평가가 선행되어야 한다.

처분 환경에서 사용후핵연료가 장입된 처분용기의 성능평가 시, 사용후핵연료의 붕괴열로 인한 용기 표면 온도가 100°C를 초과하지 않도록 고려해야 한다[3]. 완충재는 처분용기로부터 발생되는 방사성 붕괴열로 인한 변성이 일어나야 하지 않고, 공

ISSN 1976-2402 http://www.ksri.kr/
Copyright© 2024 by Korean Society of Radiation Industry
*Corresponding author: Min-Seok Kim
Tel: +82-42-601-5341, E-mail: euphoria@korad.or.kr
Received 5 September 2024 Revised 23 September 2024 Accepted 10 October 2024

학적방벽의 장기 건전성을 유지하기 위해 적정 두께를 결정하여야 한다. 핀란드 Posiva에서는 완충재의 최대 설계 허용온도를 100°C로 보고 있으나, 설계 평가에서는 암반 열특성 변수나 붕괴열의 불확실성을 고려하여 안전여유도를 포함한 온도를 90-95°C로 보고 있다[4]. 따라서 처분시설 건설 및 처분시스템의 성능평가 시, 처분개념에 따른 처분용기의 열해석 평가가 근간이 되고 필수적이다.

본 연구에서는 해외 선도국의 처분용기 개념 및 처분방식을 국내 처분 환경에 적용 가능한지 평가하기 위해 처분방식에 따른 후보용기의 표면 온도 열해석 평가를 수행하고 분석하였다. 국내 사용후핵연료 처분환경은 경수로와 중수로형 사용후핵연료를 같이 처분할 수도 있는 점과 처분 물량 관점에서 선도국과 상이한 부분이 있어 이를 고려하고 국내에 적용하고 개선할 수 있는 부분을 찾고자 본 연구를 수행하였다. 본 연구 결과를 바탕으로 추후 처분시설 설계를 위한 개념설계(안)을 도출하고 처분 안전성을 평가할 수 있는 기반을 수립하고자 한다.

2. 처분시스템 및 처분개념 수립을 위한 주요 고려사항

2.1. 선원항 설정

수직 및 수평 처분개념에 공통적으로 적용한 선원항은 국내 ACE7 (웨스팅하우스사 17×17형) 경수로형 사용후핵연료로 ^{235}U 초기농축도는 4.65 wt%이고, 최종연소도는 55,000 MWd·MTU^{-1}이며, 냉각기간은 70년으로 설정하였다[5]. 본 연구에서는 선원항을 해당 고연소도 사용후핵연료 집합체 4개를 한 처분용기에 장입하는 것으로 가정하였으며, 사용후핵연료 집합체 1개에 대한 붕괴열은 ORIGEN-S 전산 코드로 계산하였다. Fig. 1은 사용후핵연료 집합체 4개에 대한 시간에 따른 열출력 값을 계산한 결과다.

2.2. 온도제한치 설정 및 열해석 코드

처분용기는 처분시스템의 처분에 따른 장기적 안전성을 위해 주변 완충재에 열적 영향을 최소화해야 하며, 열적 성능 목표인 100°C를 넘지 않아야 한다[6]. 본 연구에서는 처분용기 표면 최대 허용온도 제한치를 100°C로 설정하여 열해석 결과를 평가하였다. 열해석 평가는 ANSYS 2023 R2 전산프로그램을 활용하여 수행하였다. 형상 모델링은 Design Modeler를 사용하였고, 열해석은 ANSYS Mechanical을 사용하였다. ANSYS 코드는 유한요소해석 코드로서 전도, 대류 및 복사 효과를 포함하여 정상 상태 및 열해석 수행이 가능하고 고온, 고압 하에서의 열전달에 따른 정확한 온도 분포 계산이 가능하다[7]. 처분용기는 모두

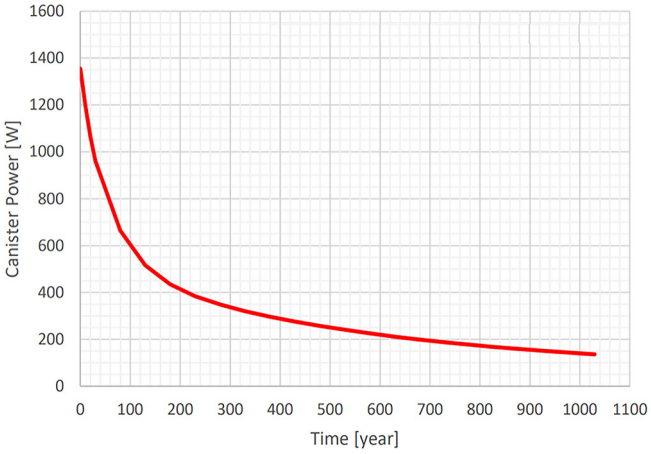


Fig. 1. Decay heat power of 4 SNF assemblies (ACE7) over time

8절점 육면체 요소를 사용하여 격자를 생성하였다.

2.3. 후보 처분용기(안)

본 연구에서는 처분용기 개념 수립에 있어 국내의 처분환경 여건을 고려하여 경수로형 사용후핵연료 집합체 4다발 용량의 처분용기를 고려하였다. 앞서 도출한 선원항인 경수로형 사용후핵연료 집합체 4다발을 Fig. 2와 같이 각 후보 처분용기에 장입함을 가정하여 처분방식에 따른 후보 용기의 열해석 평가를 수행하였다. 수직처분 방식에서는 Fig. 2의 A, B, C 처분용기를 고려하였고, 수평처분 개념에서는 A, C, D 처분용기를 고려하여 시간에 따른 용기 외부 표면에서의 온도 변화를 평가하였다.

A 처분용기는 처분 선도국인 스웨덴 SKB와 핀란드 Posiva에서 개발한 경수로형 사용후핵연료 집합체 4다발 용량의 KBS-3 개념 처분용기로, 내부용기는 주철, 외부용기는 구리 두께 5 cm로 구성 되어 있다[3,8]. B 처분용기는 미국 에너지부(DOE)에서 개발한 Standardized Transportation Aging and Disposal canister (STAD) 개념이다. 내부는 중성자 흡수재 바스켓과 헬륨기체가 충진된 빈 공간으로 이루어져 있고 외부는 저합금강 두께 4 cm와 구리 두께 2.5 cm인 외부 오버팩으로 구성되어 있다[9,10]. C 처분용기는 내부용기는 주철을 소재로 하였고, 사용후핵연료 집합체 간의 간격은 2.5 cm로 조밀하게 하였고, 외부용기는 구리를 소재로 하여 두께를 3 cm로 가정한 후보용기다. D 처분용기는 스위스 Nagra에서 개발한 개념으로 용기 내부는 빈 공간에 헬륨을 충진하고 바스켓을 포함하며 용기 외부는 구리로 코팅된 탄소강으로 구성하였다. 후보용기(안)의 구성요소 별 설계 제원은 Table 1과 같다.

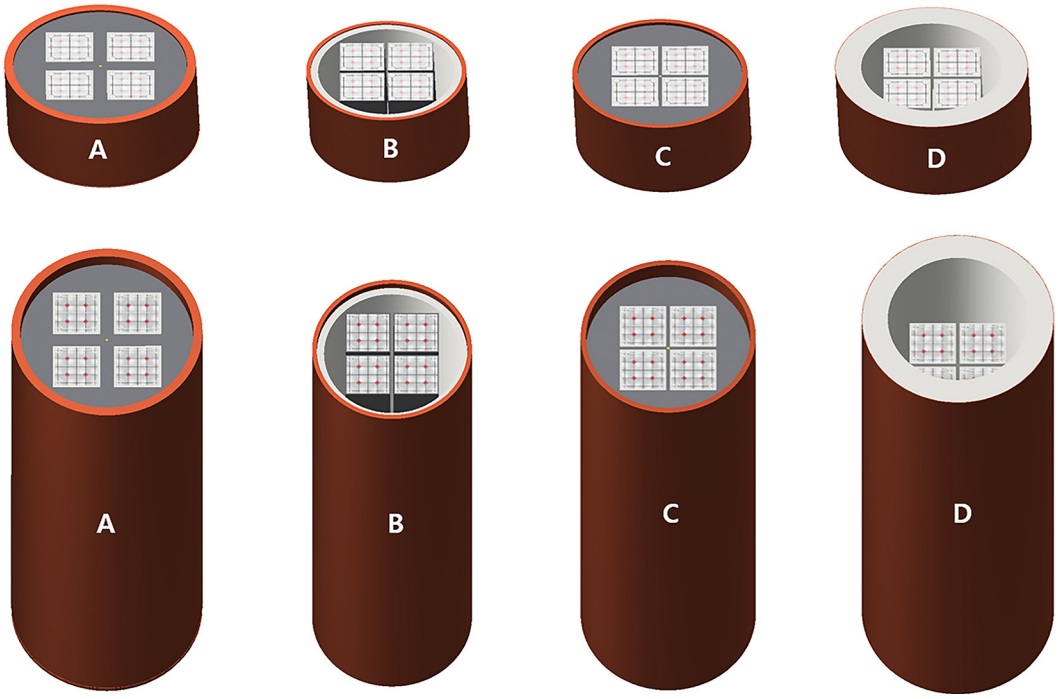


Fig. 2. Top view and side view of 4 types of disposal canister concept

Table 1. Design specifications of disposal system according to disposal canister type [3,8,9,10,11] (Unit: cm)

Canister Type	Design Specifications		
	SNF Gap	Internal Domain	Copper Shell
A	12.5	Inner diameter: 94.9 Height: 503.5	Copper thickness: 5 Outer diameter: 105 Height: 522.3
B	2.7	Inner diameter: 74.7 Height: 457	Thickness (Copper/Low alloy steel): 2.5/4 Outer diameter: 87.7 Height: 513
C	2.5	Inner diameter: 90 Height: 503.5	Copper Thickness: 3 Outer diameter: 96 Height: 522.3
D	3	Inner diameter: 76 Height: 429.6	Thickness (Copper/Carbon steel): 0.5/12 Outer diameter: 105 Height: 500

2.4. 열해석 평가 개념모델

2.4.1. 수직처분 개념모델

수직처분 방식의 처분개념은 수직 처분공 방식으로 처분 터널 바닥이 지표면 아래 500 m에 위치한다고 가정하였으며[12] 전체 암반을 지표면 아래 20 m에서부터 지하 1,000 m까지 총 980 m 높이의 암반 모델로 적용하였다. 후보 처분용기 A, B, C에 따라 수직처분 개념모델은 Fig. 3~5와 같다.

시간에 따른 지반 온도는 변하지 않는다고 가정하여 지하 20 m에서 온도는 14.1°C, 지온구배는 25.6°C · km^{-1} 조건으로 초기 온도를 설정하였다[13]. 처분공 간 간격은 6, 6.5 m, 처분터널 간 간격은 20 m를 적용하여 열해석 모델링을 수행하였다. 격자 정보 관련해서는, 수직처분에서 처분용기 A는 절점수가 2,300,216개, 요소수가 2,225,079개, 처분용기 B는 절점수가 3,153,438개, 요소수가 3,048,981개, 처분용기 C는 절점수가 1,865,730개, 요소수가 1,794,368개 이다.

수직처분개념에 따라 처분용기 A, B, C의 열해석에 적용한 처분공의 완충재 및 처분터널을 메우는 뒤채움재의 상세 치수는 Table 2와 같고, 주요 열 물성치는 Table 3과 같다.

2.4.2. 수평처분 개념모델

수평처분 방식의 처분시스템 개념은 처분용기 중심이 지표면 아래 500 m에 위치한다고 가정하며, 암반은 지표면 아래 20 m에서부터 지하 1,000 m까지 총 980 m 높이를 모델링 하였다. 원형의 처분터널에 벤토나이트를 포함한 처분용기와 격리블록을 순서대로 배치하였고 격리블록 길이는 4.74 m로 설정하였다. 처

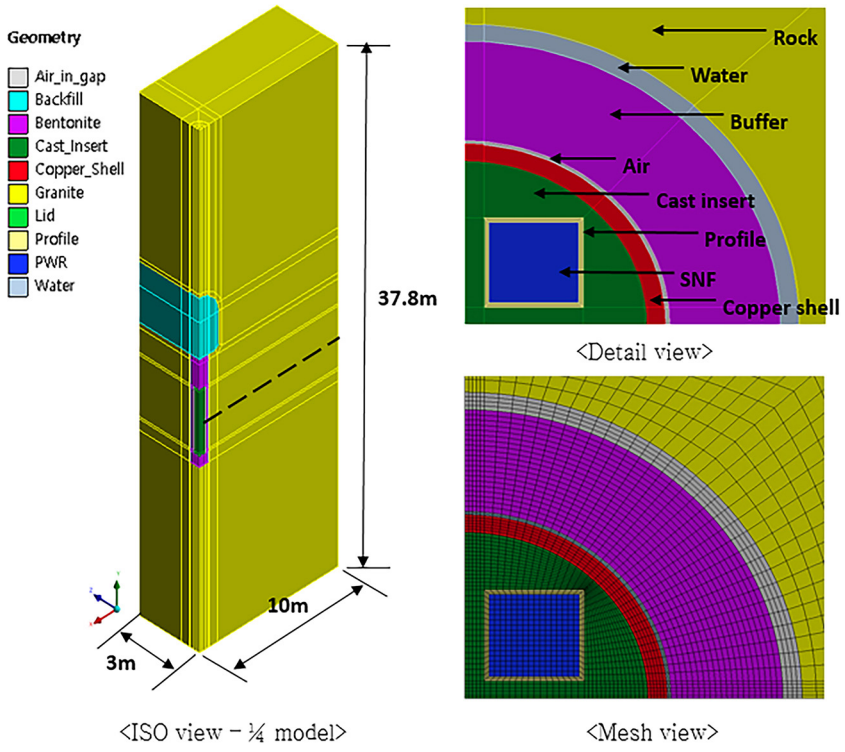


Fig. 3. Vertical disposal concept model of disposal canister A

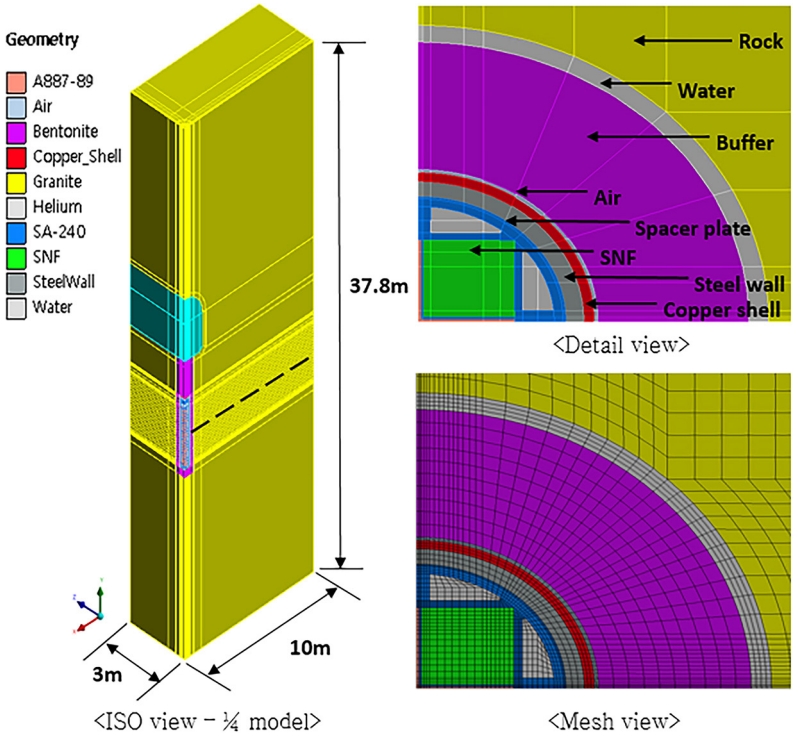


Fig. 4. Vertical disposal concept model of disposal canister B

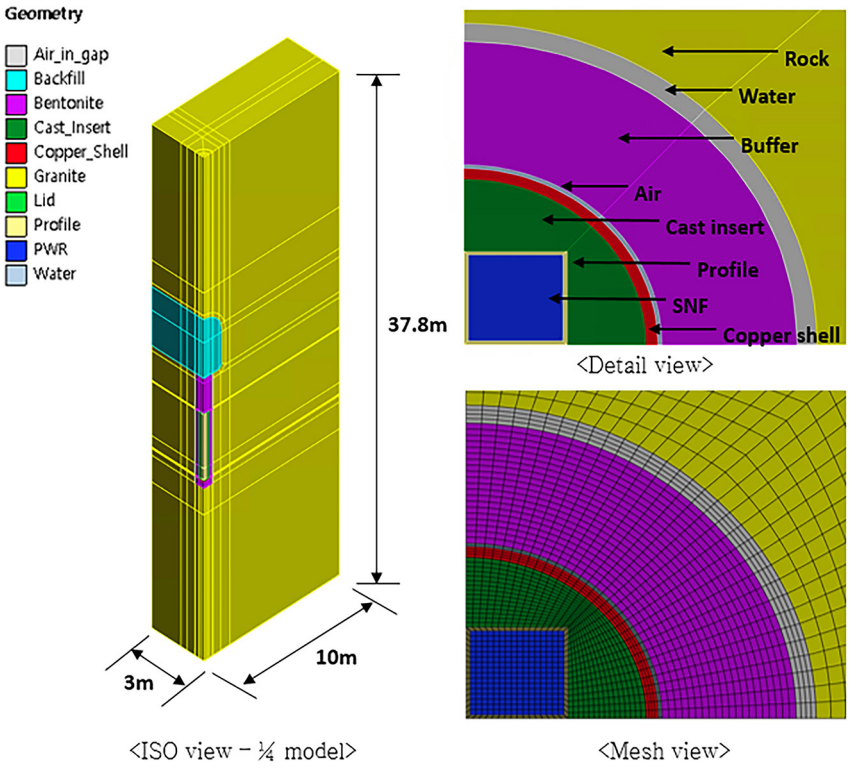


Fig. 5. Vertical disposal concept model of disposal canister C

Table 2. Dimensions of bentonite buffer and backfill for vertical disposal concept [3,8,9,14] (Unit: cm)

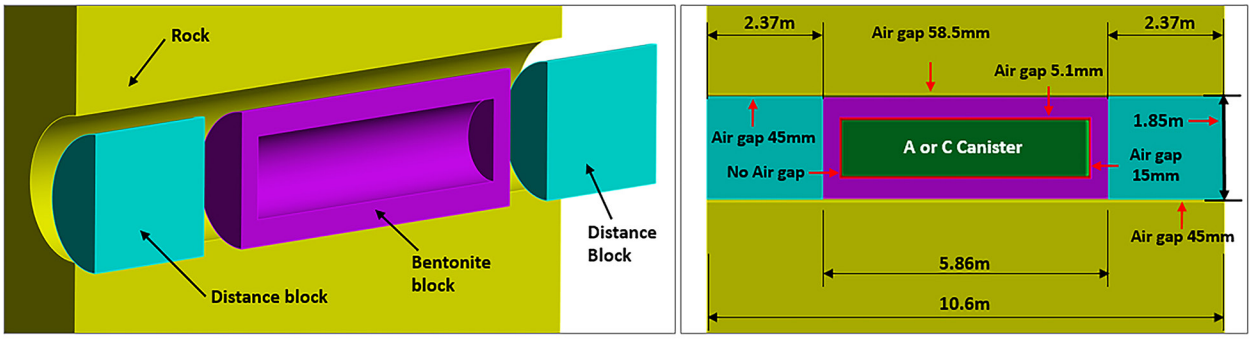
Canister Type	Dimensions	
	Bentonite Buffer	Backfill
A	Diameter: 165 Height: 825 Thickness: 29	Width: 350 Height: 440 Length: Deposition hole distance
B	Diameter: 160 Height: 803.2 Thickness: 36.2	
C	Diameter: 165 Height: 825 Thickness: 34.5	

Table 3. Main thermodynamic properties of disposal model component materials in vertical disposal concept [12,15,16]

Component Material	Thermodynamic Property		
	Density [kg/m^3]	Thermal Conductivity [W/m·K]	Specific Heat [J/kg·K]
Copper Shell	8,940	391	394
Bentonite	1,830	0.906	1,287
Backfill	1,720	0.544	1,208
Rock Mass	2,580	3.14	831

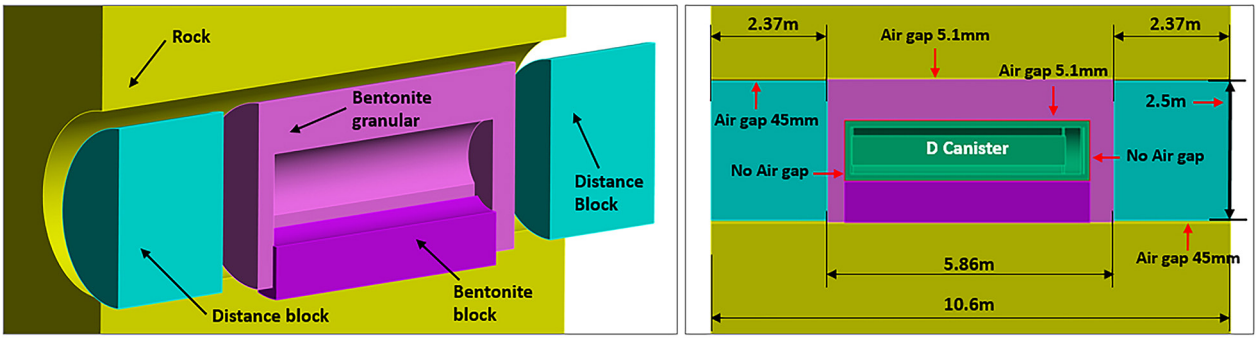
분용기 간 간격을 10.6 m, 처분터널 간 간격을 25 m로 선정하였다. 초기 암반 온도는 지표면 아래 20 m를 14.1°C로 고정하여, 지온구배 25.6°C·km^{-1} [13]에 따라 지하 1,000 m의 온도가 깊이에 따라 선형적으로 증가하도록 설정하였다. 격자 정보 관련해서는, 수평처분에서 처분용기 A는 절점수가 5,055,000개, 요소수는 4,933,736개, 처분용기 C는 절점수가 5,100,911개, 요소수가 4,975,152개, 처분용기 D는 절점수가 4,918,245개, 요소수가 4,794,840개이다.

수평처분개념은 3가지 방식을 Fig. 6~8과 같이 고려하였다. Fig. 6은 처분용기를 벤토나이트 블록으로만 감싼 핀란드 Posiva의 KBS-3H 수평처분 방식으로, 터널 직경은 1.85 m이고 [17] 처분용기 A와 처분용기 C에 적용하였다. Fig. 7은 스위스 Nagra의 수평처분 방식으로 처분용기를 벤토나이트 블록 받침대 위에 정치하고, 처분터널의 빈공간을 입상 형태(Granular)의 벤토나이트로 채우는 개념이다[18]. 터널 직경은 2.5 m로 스위스 처분용기 D의 열해석 평가에 적용하였다. Fig. 8은 KBS-3H



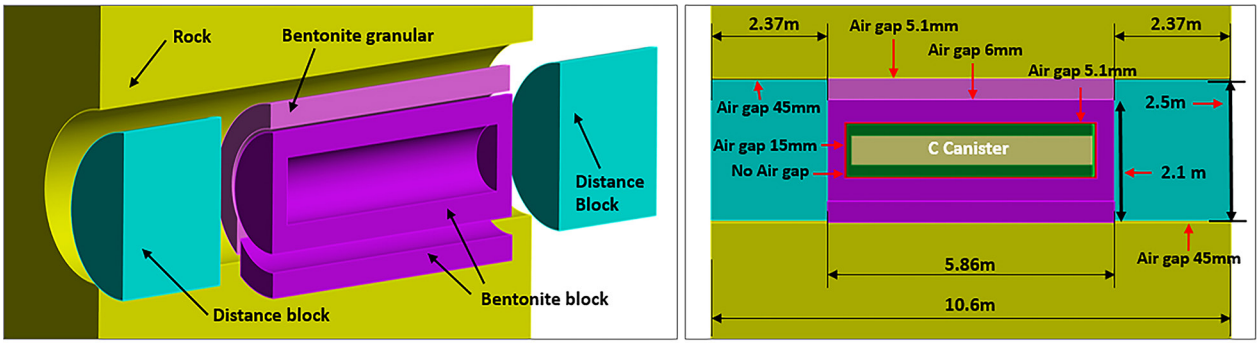
½ Cross section model (Without Disposal Canister) Detailed specification

Fig. 6. KBS-3H disposal concept model for canister A or C



½ Cross section model (Without Disposal Canister) Detailed specification

Fig. 7. NAGRA disposal concept model for canister D



½ Cross section model (Without Disposal Canister) Detailed specification

Fig. 8. Combined disposal concept model of NAGRA and KBS-3H for canister C

처분개념과 Nagra의 수평처분 개념을 준용하여 가정한 복합 수평처분개념으로, 벤토나이트 블록으로 처분용기를 먼저 감싸고 벤토나이트 블록 받침대 위에 처분용기를 정치한 후 나머지 빈 공간을 입상 형태 벤토나이트로 채우는 개념이다. 처분터널 직경은 스위스 수평 처분개념과 동일하게 2.5 m를 적용하였고 처분용기 C의 열해석 평가에 적용하였다.

수평처분개념에 따라 처분용기 A, C, D의 열해석에 적용한 처분터널의 벤토나이트 블록 및 입상 벤토나이트 완충재의 상세 치수는 Table 4와 같고, 주요 열 물성치는 Table 5와 같다.

3. 처분 방식에 따른 사용후핵연료 처분용기 열해석 평가 비교(안)

3.1. 수직처분개념에 따른 처분용기 열해석 결과 및 논의

수직처분 방식의 처분개념에 따라 후보 처분용기 A, B, C를 ANSYS Mechanical 전산프로그램을 활용하여 처분용기 열해석을 평가하였다. 처분용기 A, B, C 의 외부용기를 구성하는 구리 형상 전체의 온도 분포 결과는 Fig. 9와 같다.

처분용기 A와 C는 구리 외부용기 상단 부에서 가장 높은 온도

Table 4. Dimensions of bentonite buffer for horizontal disposal concept [17,18] (Unit: cm)

Disposal Concept	Dimensions	
	Bentonite Block	Bentonite Granular
KBS-3H type	Diameter: 185 Length: 586	None
Nagra Concept	Width: 79 Height: 74 Length: 500	Diameter: 250 Length: 586
Combined Concept (Nagra + KBS-3H)	Diameter: 215 Length: 586	Diameter: 250 Length: 586 Thickness: 35

Table 5. Main thermodynamic properties of disposal model component materials in horizontal disposal concept [12,15,16,19]

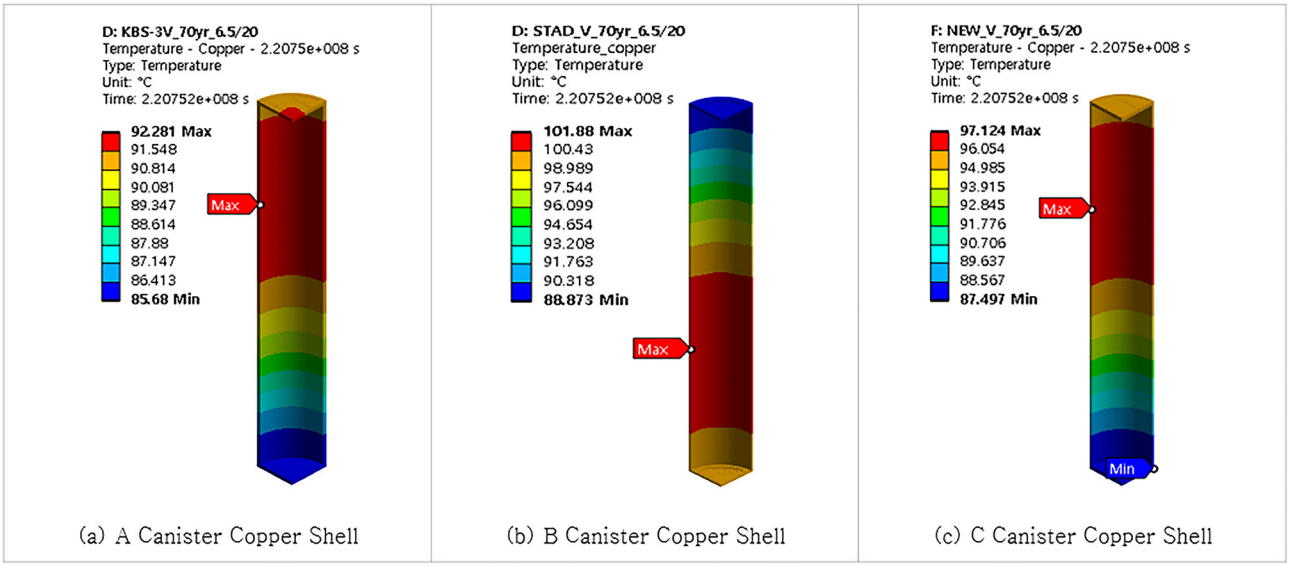
Component Material	Thermodynamic Property		
	Density [kg/m^3]	Thermal Conductivity [W/m·K]	Specific Heat [J/kg·K]
Copper Shell	8,940	391	394
Bentonite Block	1,830	0.906	1,287
Bentonite Granular	1,350	0.906	1,287
Rock Mass	2,580	3.14	831

를 나타내었고, 처분용기 B는 구리 외부용기 하단 부에서 가장 높은 온도 분포를 보였다. 이는 붕괴열을 내는 사용후핵연료 집합체 위치가 처분용기 B가 처분용기 A, C 보다 처분용기 중심으로부터 하단부에 위치해 있어 용기 최대 온도 지점이 다른 것으로 보인다.

처분공 간격 6 m, 처분터널 간격 20 m에 따른 3가지 후보 처분용기 A, B, C의 외부 표면온도 열해석 평가 결과는 Fig. 10과 같다.

처분공 간격 6.5 m, 처분터널 간격 20 m에 따른 3가지 후보 처분용기 A, B, C의 외부 표면온도 열해석 평가 결과는 Fig. 11과 같다.

Fig. 10 및 Fig. 11의 두 그래프에서 처분용기 A, B, C 모두 처분 후 7년 시점에서 용기 표면 최대온도를 보였으며, 처분용기 A 와 C는 모두 최대온도가 100°C 미만으로 열적 안전성을 확보하였다. 다만 열적 안전 여유도를 고려했을 때, 처분공 간격 6 m 보다 처분공 간격 6.5 m에서 처분용기 A 와 C 모두 최적의 열적 안전성을 확보할 수 있을 것으로 보인다. 처분용기 A가 처분용기 B, C 보다 열적으로 가장 안전한 결과는 열전도도가 높은 주철 내부 용기와 구리 외부 용기의 부피가 가장 커서 용기 외부 표면의 최대온도를 감소시키는 효과가 뛰어난 것으로 판단된다. 또한, A 처분용기의 벤토나이트 두께가 처분용기 B, C 보다 작아서 주변 암반으로 열 전달이 쉽게 되는 것으로 보인다. 반면, 열해석 모델에서 A 처분용기의 벤토나이트 두께가 얇은 만큼 열전달 효율이 높은 화강암 암반의 부피는 상대적으로 더 커지게



(a) A Canister Copper Shell (b) B Canister Copper Shell (c) C Canister Copper Shell

Fig. 9. Temperature distribution of copper shell in each canister

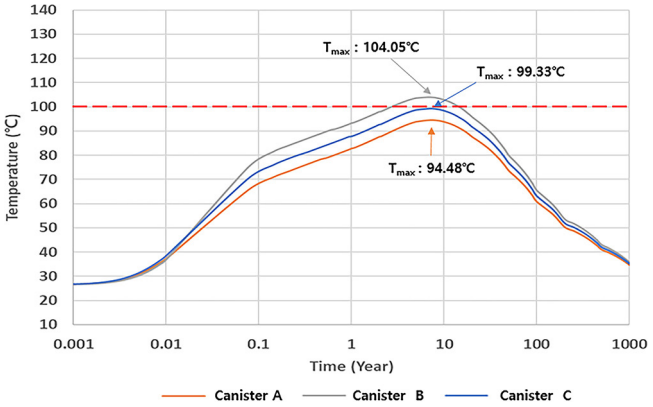


Fig. 10. Surface temperature distribution of disposal canisters according to deposition hole (6 m) and deposition tunnel (20 m) distance

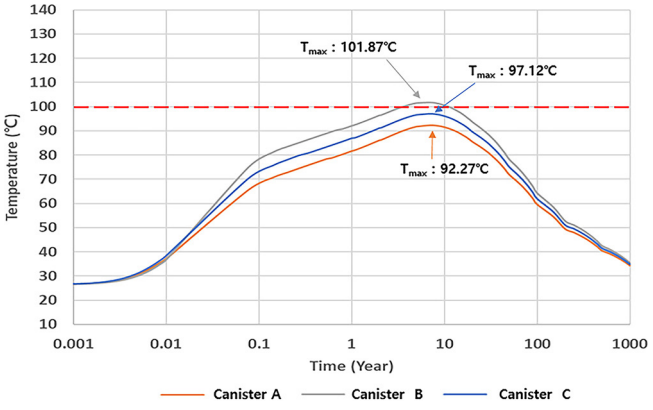


Fig. 11. Surface temperature distribution of disposal canisters according to deposition hole (6.5 m) and deposition tunnel (20 m) distance

되어 용기의 표면 최대온도가 제일 낮은 것으로 보인다. B 처분용기는 외부표면 최대온도가 두 그래프에서 모두 100°C 이상으로 열적 안전성을 확보하지 못하였다. B 처분용기의 벤토나이트 두께가 3가지 후보용기 중 가장 두껍고 이에 따라 화강암 암반 부피는 상대적으로 작아지고 열전달 효율 측면으로도 낮아져 최대온도가 가장 높게 도출된 것으로 보인다. C 처분용기는 A 처분용기에 비해 표면 최대온도는 높지만 용기 제원 상, 구리 및 주철의 직경과 사용후핵연료 집합체 간 간격이 상대적으로 좁다. 따라서, 처분용기 소재 제작성 관점으로 보면 열적 안전성도 확보하면서 구리 소요량을 약 44% 절감할 수 있어 경제성을 얻을 것으로 사료된다.

3.2. KBS-3H 및 NAGRA 수평처분개념에 따른 처분용기 열해석 결과 및 논의

수평처분개념에서는 처분용기 A와 C는 KBS-3H 수평처분개념(Fig. 6)을 적용하고, 터널 직경을 1.85 m로 적용하였고, 스위스 처분용기 D는 Nagra 개발한 수평처분개념(Fig. 7)으로 처분

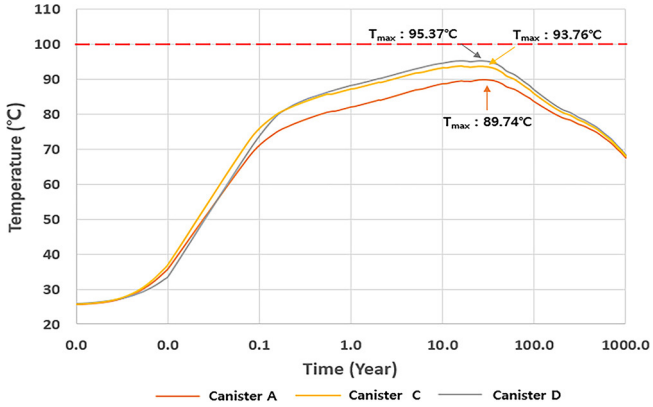


Fig. 12. Surface temperature distribution of disposal canisters according to horizontal disposal concept

터널 직경을 2.5 m로 적용하였다. 해당 처분개념에 따른 처분용기 A, C, D의 열해석 결과는 Fig. 12와 같다.

Fig. 12에서와 같이, 처분용기 A, C, D 모두 외부용기 표면 최대온도를 100°C 미만으로 열적 안전성을 확보하였다. 처분용기 A와 C는 Fig. 6과 같은 KBS-3H 처분개념이 동일하게 적용되어 온도 차이는 처분용기 설계 제원 차이로 보인다. 처분용기 A의 내부 및 외부 용기 소재인 주철과 구리의 부피가 처분용기 C 및 D 보다 크고 벤토나이트 두께는 상대적으로 작아 용기 외부 표면 최대온도가 가장 낮은 것으로 판단된다. 처분용기 D는 터널 직경이 처분용기 A와 C 처분개념 보다 큼에 따라 터널을 메우기 위해 벤토나이트 완충재가 더 많이 요구되어 열 전달 효율이 떨어지는 것으로 보인다. 반면 열전도도가 높은 화강암 암반 부피는 상대적으로 적다 보니 외부로 전달되는 열이 적어 가장 높은 온도 결과를 나타낸 것으로 보인다. 또한 완충재 벤토나이트의 두께가 증가할수록 지하수에 의한 완충재 재포화 과정이 지연되고, 열전달 능력이 저하된 것으로 판단된다.

열적 안전성 관점으로는 KBS-3H 개념이 가장 안전 여유도를 확보할 수 있는 처분개념이지만, 열적 안전성을 확보한 상태에서는 Nagra 처분개념이 설계 시공성 측면에서 유리할 것으로 판단된다. 터널 직경이 좁다 보면, 작업자로 하여금 처분용기를 정치하는 과정에서 처분용기에 대한 손상 위험을 가중 시킬 수 있고 KBS-3H 처분개념에서 도입한 Drainage, Artificial Watering and air Evacuation (DAWE) 공법과 같이 추가적인 공정 작업이 요구된다[20].

3.3. KBS-3H 와 NAGRA의 수평처분 복합개념에 따른 처분용기 열해석 결과 및 논의

Fig. 8의 복합 수평처분개념을 처분용기 C에 적용하여 Fig. 7의 KBS-3H 처분개념을 적용한 처분용기 C의 처분용기 외부표면 열해석 결과를 Fig. 13과 같이 비교하여 나타내었다.

Fig. 13에서 KBS-3H 처분방식이 복합처분개념보다 최대온도

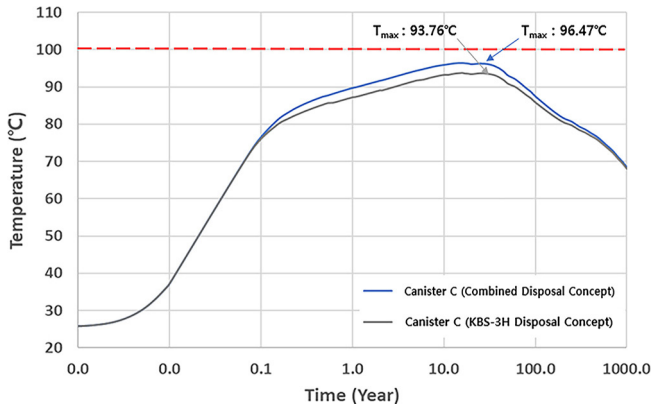


Fig. 13. Surface temperature distribution of disposal canister C according to horizontal disposal concept

93.76°C로 열적 안전성을 더 확보하였다. 이는 터널 직경에 따른 벤토나이트 두께가 복합처분개념에서 상대적으로 더 커서 열전달 효율이 낮아지는 반면 열전도도가 높은 화강암 암반의 부피는 상대적으로 적어 붕괴열로 인한 처분용기 표면온도가 더 높은 것으로 보인다. 열적 안전성을 모두 확보한 상태에서는 복합처분개념이 KBS-3H 개념보다 처분터널 직경도 더 넓어 작업 공정 리스크도 줄이고 작업 효율성도 더 높일 수 있을 것으로 판단된다.

4. 결 론

본 연구에서는 수직 및 수평처분 방식에 따라 처분용기를 선정하여 처분용기 표면에서의 열해석 평가를 수행하였다. 처분용기 표면 제한온도인 100°C를 기준으로 수직처분 및 수평처분 방식에 따라 처분용기의 사양, 완충재 두께, 암반 부피에 따른 열해석 평가를 분석하였다. 수직처분에서는 처분공 간격이 좁을수록 처분용기 표면온도가 전반적으로 높았고 처분용기의 열전도도가 높은 주철의 부피와 완충재의 두께가 얇을수록 용기의 표면 최대온도가 낮음을 확인할 수 있었다. 수평처분에서는 동일한 처분용기여도 처분개념에 따라 용기 최대온도 차이가 발생하였고 벤토나이트의 두께와 블록 및 입상 형태 적용에 따라 열해석 결과가 상이했다. 추후, 열적 안전성이 확보된 결과를 기반으로 처분용기 제원, 완충재 두께, 처분방식에 따라 처분면적 소요량을 분석하고 처분시설 설계 시 안전성을 평가할 예정이다.

사 사

본 연구는 산업통상자원부(MOTIE)와 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다(No. 20241710200001A 또는 RS-2021-KP002663).

참고문헌

1. Nuclear Safety and Security Commission Notice. 2021. General Standards of High Level Radioactive Waste in Deep Geological Repository.
2. Kim J, Lee S, Choi H, Park H and Jung SP. 2023. Global Radioactive Waste Disposal Trends and Prospects. *J. Korean Soc. Environ. Eng*. **45**(4):210-224. https://doi.org/10.4491/KSEE.2023.45.4.210.
3. Posiva Oy. 2012. Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto. Posiva 2012-12. pp. 41.
4. H. Raiko. VTT. 2012. Canister Design 2012. Posiva 2012-13. pp. 46, 89.
5. Yoon H. KORAD. 2023. Conceptual Model for Developing System-level Performance Assessment. Annual Report. pp. 11.
6. Joint SKB and Posiva working group. 2017. Safety functions, performance targets and technical design requirements for a KBS-3V repository. Posiva SKB Report 01. pp. 44-46, 56, 64, 88.
7. ANSYS, Inc. 2018. Thermal Analysis Guide. pp. 4-14. Canonsburg, PA 15317.
8. H. Raiko. VTT. 2012. Canister Production Line 2012. Posiva 2012-16. pp. 29.
9. DOE Advisory and Assistance Services Contract. 2015. Task Order 18: Generic Design for Small Standardized Transportation, Aging and Disposal Canister Systems.
10. Hardin E, Matteo E and Hadgu T. U.S. Department of Energy. 2016. Multi-Pack Disposal Concepts for Spent Fuel. FCRD-NFST-2016-000640 Rev.1.
11. Nagra. 2012. Canister Design Concepts for Disposal of Spent Fuel and High Level Waste. Technical Report 12-06. pp. E-8.
12. Pintado X and Rautioaho E. 2013. Thermo-Hydraulic Modelling of Buffer and Backfill. Posiva 2012-48. pp. Appendix A.
13. Kim HC and Song MY. 1999. A Study on the Effective Utilization of Temperature Logging Data for Calculation Geothermal Gradient. *Econ. Environ. Geol.* **32**(5):503-517.
14. J. Autio, Md. Hassan, P. Karttunen, P. Keto. Posiva. 2013. Backfill Design 2012 Posiva 2012-15. pp. 25.
15. Posiva Oy. 2013. Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto. Posiva 2013-01. Appendix D. pp. 696-697.
16. Park J, Kim HC, Lee Y, Shim BO, Song MY. 2009. Thermal Properties of Rocks in the Republic of Korea. *Econ. Environ. Geol*. **42**(6): 591-598.
17. Posiva. 2018. KBS-3H Design, Production and Initial State of Buffer and Filling Components. Posiva 2016-06. pp. 71.
18. Nagra. 2014. Technical Report 13-02. pp. A-1.
19. Posiva Oy. 2021. Buffer, Backfill and Closure Evolution. Working Report 2021-08. pp. 36.
20. Posiva Oy. 2017. KBS-3H System Design Phase 2011-2016 : Final Report. Posiva SKB Report 06. pp. 21-40.