JOURNAL OF RADIATION INDUSTRY

Technical paper

16(4) : 473-483 (2022)
https://doi.org/10.23042/radin.2022.16.4.473

처분용기 재질에 따른 사용후핵연료 처분시스템 열 및 구조 특성 비교

이상환[1,*], 김승현[1], 신창민[1], 정해룡[1]

[1]한국원자력환경공단

Evaluation of Thermal and Structural Properties of Spent Nuclear Fuel Disposal System with Different Canister Materials

Sang-Hwan Lee[1,*], Seung-Hyun Kim[1], Chang-min Shin[1] and Haeryong Jung[1]

[1]Radwaste Technology & Research Institute, Korea Radioactive Waste Agency (KORAD), 174, Gajeong-ro, Yuseong, Daejeon 34129, Republic of Korea

Abstract Thermal and structural analyses were performed for a geological disposal system for spent nuclear fuel (SNF) with different canister materials: copper, titanium and ceramic. For thermal analysis, copper showed better thermal property than titanium and ceramic, although no significant difference was observed. In structural analysis different patterns of stress distribution were simulated for copper, titanium, and ceramic, and ceramic did not meet a performance requirement for the geological disposal system under uniform and non-uniform load conditions.

Key words: Spent nuclear fuel, Deep geological repository, Engineered barrier system, Disposal canister, Buffer, Structural integrity

1. 서 론

2021년을 기준으로 국내 원자력발전소에 생성되는 사용후핵연료는 총 504,809다발이며, 추후 발생되는 사용후핵연료의 예상 총 다발수는 635,329다발이다. 이러한 사용후핵연료는 일반적으로 원전 부지 내에서 임시 보관 후 저장시설로 옮겨 일정시간을 저장한 후 열과 방사선이 감소되면 영구적으로 처분한다. 사용후핵연료 처분은 사용후핵연료 관리의 마지막 단계이며, 모니터링이나 유지 보수에 의존하지 않고 오랜 기간 사용후핵연료를 격리할 수 있는 처분시설에 정치되는 것을 의미한다.

사용후핵연료 처분의 목적은 방사성물질에 의한 인간의 피폭을 최소한으로 낮출 수 있도록 일정기간 동안 인간 생활권으로부터 완전 격리시키고, 누출된 방사성물질이 인간환경으로 도달하는 것을 최대한 지연시키는 데 있다. 방사성폐기물의 영구처분은 천층 처분과 심층 처분으로 구분할 수 있으며, 현재 전 세계적으로 중저준위방폐물의 처분방식은 지표로부터 수십 미터 이내 지하에 처분되는 천층 처분이 주류를 이루고 있으며, 고준위방폐물 중 하나인 사용후핵연료는 지하 수백 미터 이하의 암반에 처분되는 심층 처분 방식이 가장 유력하게 고려되고 있다.

심층 처분 시 사용후핵연료 처분시스템은 암반 등과 같은 천연방벽과 처분용기, 뒤채움재 및 완충재를 포함한 공학적방벽으로 구성된다. 천연방벽과 공학적방벽은 다중방벽으로 구성되며, 심층 처분시설의 장기 안전성은 다중방벽의 격납과 격리 기능에 의해 담보된다. 사용후핵연료

http://www.ksri.kr/

Copyright © 2022 by
Korean Society of Radiation Industry

*Corresponding author. Sang-Hwan Lee
Tel. +82-42-601-5347 Fax. +82-42-601-5389 E-mail. mlsh87m@korad.or.kr
Received 3 August 2022 Revised 27 September 2022 Accepted 3 November 2022

를 심층 처분함에 있어, 공학적방벽의 적합한 재료 선정 및 배치는 매우 중요하다. 특히, 처분용기의 표면 온도는 처분시스템 설계 및 처분용기의 배치를 결정하는 주요 인자의 하나로서, 일반적으로 처분용기 표면 및 완충재의 온도는 100°C로 제한되고 있다. 또한 처분용기는 완충재로부터 받는 팽윤압을 견딜 수 있어야 하며, 사용후핵연료에서 발생하는 붕괴열에 의한 열적 하중에도 버틸 수 있어야 한다[1,2]. 위와 같이, 공학적방벽은 사용후핵연료 처분에 있어 안전성을 담보할 수 있는 주요 인자라는 점에서 우리나라를 포함한 세계 각국에서 심층 처분시스템의 공학적방벽에 관한 연구가 활발하게 진행되고 있다.

각국의 연구사례를 살펴보면, 스웨덴과 핀란드는 다중방벽 시스템에 의해 사용후핵연료를 격리하는 처분시스템을 개발하였으며, 자국 환경을 고려한 처분시스템의 설계요건 및 성능기준을 수립하였다[3-5]. 일본은 경암과 연암을 대상으로 완충재 최고온도 제한치에 따른 처분터널 및 처분공 간격을 설정하여 최적 배치방안을 제시하였다[6]. 미국은 안전성 및 경제성을 향상시킬 수 있는 운반-저장-처분 겸용 캐니스터 (STAD Canister: Standardized Transportation, Aging and Disposition Canister) 개념을 개발하였으며, STAD 캐니스터에 대한 재료 특성 평가 등 다양한 안전성 연구를 수행하였다[7,8].

국내에서는 2007년에 스웨덴의 KBS-3 시스템을 참고하여 지하 500 m에 격리하는 심층 처분시스템을 개발하였다[9,10]. 또한 처분용기의 구조 건전성 평가와 처분터널 간격, 처분공 간격 및 완충재 재료를 변수로 설정하고, 열평가를 실시하여 변수별 영향에 대한 연구도 다수 수행되었다[11-13]. 그 외에도 처분용기 재료 적합성 평가에 대한 연구[14]도 진행되었다.

위와 같이, 국내·외에서 사용후핵연료를 안전하게 처분하기 위한 연구가 진행되었다. 많은 선행 연구에서 언급되었던 것처럼, 공학적방벽 시스템 중 핵심인 처분용기는 심층 환경에서 오랜 기간 동안 최적의 성능을 유지하여야 한다. 장기간의 성능을 유지하는 처분용기 개발을 위해 용기의 재료 선정은 매우 중요하나, 아직까지 재료 관련 연구가 부족한 실정이다. 따라서 본 연구에서는 기 개발된 처분용기를 대상으로 부식저항성이 높은 3종의 처분용기 재질을 선정하여 각 재질이 적용된 처분시스템의 열적/구조적 성능 평가를 수행하고자 한다.

2. 사용후핵연료 처분시스템

2.1. 기준 사용후핵연료

2007년에 국내 경수로 사용후핵연료를 고려한 심층 처분시스템을 개발하였으며, 당시 고려된 기준 사용후핵연료는 초기 농축도 4.0 wt%, 방출연소도 45 GWD MTU^{-1}, 원자로 방출 후 40년 냉각된 사용후핵연료이다[11,15]. 이후 고출력의 원자력발전소가 건설 및 운영됨에 따라서 국내 원자력발전소에서 방출되는 사용후핵연료의 특성도 변화되었다. 2010년 이후, 대부분 초기농축도 4.5 wt%, 방출연소도 55 GWD MTU^{-1}를 갖는 PLUS-7형 사용후핵연료가 발생 중이며, 향후 이 연료가 전체 발생량의 약 70% 이상을 차지할 것이다. 이러한 고연소도 사용후핵연료를 심층 처분시스템 설계에 기준이 되도록 설정할 것을 제안되고 있다[16]. 따라서 본 연구에서는 보수성을 고려하여 실제 국내 원자력발전소에서 발생한 사용후핵연료 중 연소도가 가장 높은 사용후핵연료[17]를 기준 사용후핵연료로 선정하였다.

기준 사용후핵연료는 WH 17×17 타입으로, 초기농축도는 4.0 wt%, 방출연소도는 60 GWD MTU^{-1}의 사용후핵연료이다. 원자로 방출 후 40년 냉각된 사용후핵연료의 붕괴열을 구하였으며, 열량을 구한 기간은 10,000년이다. 상용 소프트웨어인 SCALE 6.1의 ORIGEN-ARP을 활용하여 시간에 따른 붕괴열을 구하였다.

사용후핵연료의 붕괴열에 대한 경향을 나타내는 식은 다음과 같다[18].

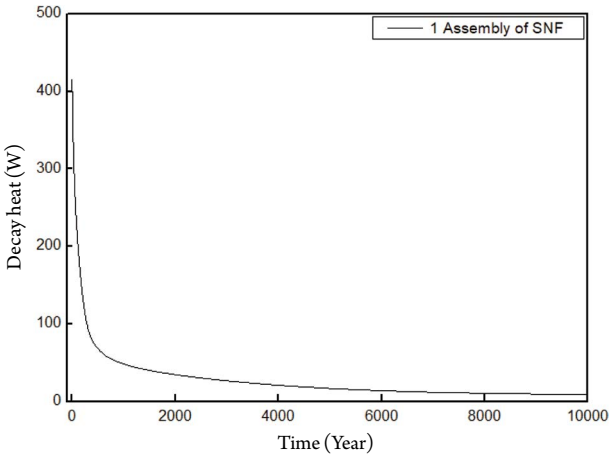


Fig. 1. Decay heat of one assembly of SNF.

$$P(t) = C_1 EXP\left(\frac{1}{C_2} + C_3 t\right) \quad for\ 1 < t < 30\ yr \tag{1}$$

$$P(t) = C_1 t^{C_2} \quad for\ 30 \le t \le 1{,}000{,}000\ yr \tag{2}$$

선행 연구[19]에서 상기 식에 따른 붕괴열 계산값과 ORIGEN-ARP를 통해 계산된 붕괴열의 상대오차는 0.001% 수준으로 검증된 바 있어 ORIGEN-ARP로 계산된 붕괴열을 처분시스템 안전성평가에 적용하였다. 본 연구의 기준 사용후핵연료 1다발의 붕괴열은 Fig. 1과 같다.

2.2. 공학적방벽 시스템

사용후핵연료 심층 처분은 천연방벽과 처분용기, 완충재 등으로 구성되어 있는 공학적방벽으로 구성된 다중방벽에 의해 안전성을 담보한다. 천연방벽은 심층 처분시설이 건설되는 암반 등을 의미하며, 본 논문에서 고려한 공학적방벽 시스템의 구성은 Fig. 2와 같다.

처분터널 및 처분공의 형상 및 배치에 영향을 주는 인자는 구조적/열적 안전성, 건설, 운전, 폐쇄 용이성 및 경제성 등을 들 수 있다[11]. 위 사항을 고려한 선행 연구를 반영하여 본 연구에서는 처분터널의 폭과 높이는 각각 4.8 m, 6.1 m로 결정하였으며, 처분공의 경우 폭 2.03 m, 높이 7.83 m로 선정하였다[20]. 추가적으로 처분터널 및 처분공 간 간격 또한 공학적방벽의 안전성을 평가하는 데 매우 중요한 인자이다. 처분터널 간 간격은 건설 및 운영을 고려한 최소한의 간격인 25 m로 선정[5]하였으며, 처분공의 경우는 5 m부터 15 m까지 고려하여 완충재의 열 안전성을 보장받을 수 있는 처분공 간 간격을 평가하였다. 처분용기는 사용후핵연료 4다발을 수용할 수 있으며, 지름 830 mm, 높이 4,778 mm, 다발 간 거리는 70 mm이다. 내부 용기는 주철로 되어 있으며, 외부 용기는 두께가 50 mm이며, 재질은 구리, 세라믹, 티타늄 3종을 고려하였다. Fig. 3은 본 연구에서 선정한 공학적방벽의 제원을 나타내고 있다.

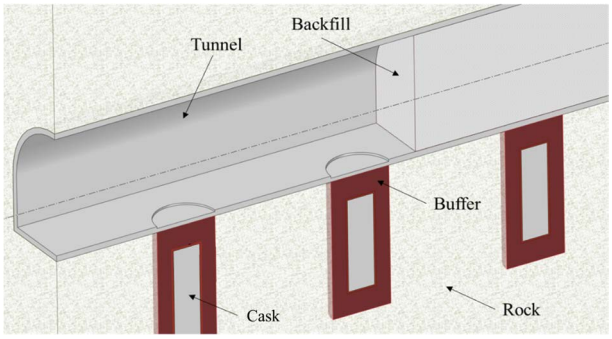
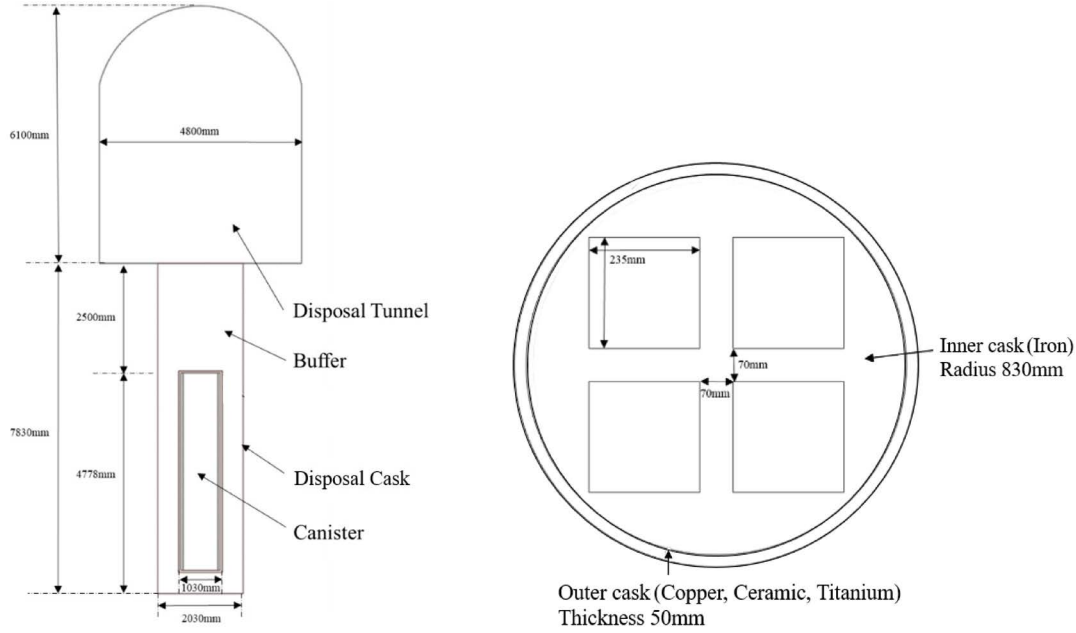


Fig. 2. Conceptual diagram of an engineering barrier system.



(a) Engineering barrier system (b) Disposal cask

Fig. 3. Determination of engineering barrier system specifications in this study.

3. 열 안전성 평가

3.1. 평가 대상

사용후핵연료는 처분용기에 장입되기 전에 냉각기간을 갖는다. 하지만 붕괴열 발생으로 인해 처분 후에도 지속적으로 열이 발생하여, 처분용기, 완충재, 처분터널 및 뒤채움재와 같은 공학적방벽의 성능에 영향을 줄 뿐만 아니라, 주변 암반 및 지하수의 거동에도 영향을 미친다. 따라서 붕괴열에 의한 열 영향은 사용후핵연료를 심층 처분함에 있어 주요 고려사항이다. 공학적방벽의 열적 제한 요건은 사용후핵연료부터 발생하는 붕괴열로 인하여 완충재의 온도가 100℃를 넘지 않도록 설계하여야 한다[12,21]. 이는 처분된 방사성물질이 처분용기 외부로 누출되는 것을 억제하는 완충재의 성분을 변화시키지 않고 그 성능을 충분히 유지하기 위함이다. 따라서 처분 외부용기 재질 변화가 완충재에 미치는 열 영향과 처분공 간 거리에 따른 완충재의 열 평가를 실시하고자 한다.

3.2. 해석 모델 및 물성 적용

완충재의 열 평가를 위한 해석 모델의 범위는 Fig. 4와 같다. 처분용기를 기준으로 상부 500 m와 하부 500 m까지 모델링하였으며, 처분터널과 처분공은 일정한 간격으로 배치된다. 처분터널의 간격은 25 m로 결정하였으며, 처분공의 간격은 최소 5 m에서 2 m 간격으로 최대 15 m까지 구분하여 총 6 Case를 고려하였다. 본 유한요소 모델은 3차원 모델로서, 8절점 육면체 요소를 사용하였고 요소 및 절점 수는 1,269,662개와 1,306,338개이다.

열 해석을 수행하기 위해서는 처분시스템을 구성하는 공학적방벽 및 주변 암반을 구성하는 재료들인 처분용기, 완충재, 뒤채움재 및 모암에 대한 열적 물성자료를 확보해야 한다. 열적 물성자료는 크게 밀도, 열전도도 및 비열이 있으며, 각 구성요소와 처분부지가 확정되면 이들로부터 정확한 물성자료를 확보하여 해석을 수행하는 것이 필요하다. 따라서 본 연구에서는 기존의 수행한 연구 데이터[22]를 활용하여 다음과 같이 각 구조물에 대한 물성치를 적용하였다.

3.3. 해석 조건

사용후핵연료 처분시스템의 열 평가를 위한 해석 조건은 경계치 해석 문제로 초기조건과 경계조건이 적절히 설정되어야 한다. 지표로부터 처분심도에 위치한 처분용기 내 사용후핵연료부터 발생하는 붕괴열이 미치지 않는 해석 영역을 설정하였다. 또한 처분부지의 지표온도(10℃)와 1,000m의 온도(40℃)로 설정하여 열 해석을 위한 초기조건(3℃ 100 m^{-1})을 고정 값으로 입력하였다. 또한, 수직단면부분에 대하여 단열 조건을 설정하였다.

사용후핵연료를 적재한 처분용기가 처분공에 장입 후 발생하는 붕괴열은 처분용기, 완충재, 뒤채움재, 암반 순으로 전달되어 확산된다. 이러한 붕괴열은 본 연구에서 도출된 기준 사용후핵연료의 붕괴열을 적용하였다. 처분 완료 후 터널은 뒤채움재로 폐쇄되기 때문에 주요 열 전달 방법은 전도라는 점에서 해석의 효율을 높이고자 대류 및 복사는 적용하지 않았다. 본 해석을 위한 전산프로그램은 유한요소방식의 상용전산코드인 ABAQUS 2018 [23]을 활용하

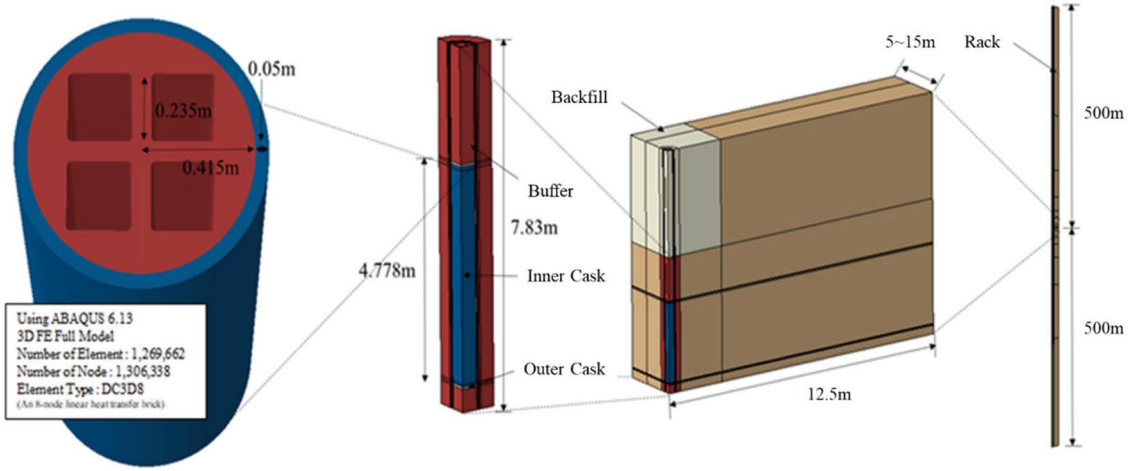
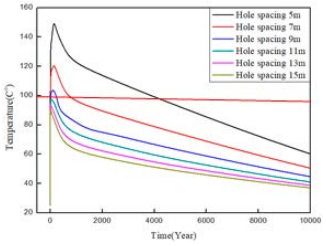
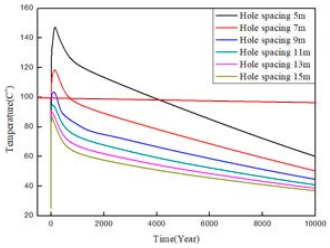
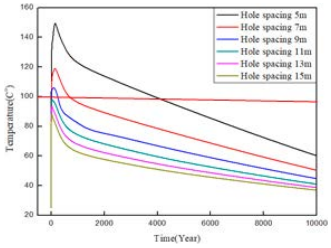


Fig. 4. Finite element model of SNF disposal system for heat transfer analysis.

Table 1. Thermal material properties of SNF disposal system

Items	Density ($kg\ m^{-3}$)	Thermal conductivity ($W\ m^{-1}\ °C = J\ s^{-1}\ m^{-1}\ °C$)	Specific heat ($J\ kg^{-1}\ °C$)
Outer cask (Copper)	8,900	386	383
Outer cask (Ceramic)	3,200	60	670
Outer cask (Titanium)	4,500	17	520
Inner cask (Cast insert)	7,200	52	504
Buffer	1,970	0.8	1,380
Backfill	2,270	2	1,190
Rock	2,650	3.2	815

Table 2. Temperature analysis results of buffer

Material of outer cask	The distance between the disposal pit (m)	Max. temperature of buffer (°C)	Safety margin	Figure
Copper	5	149.5	0.67	
	7	120.9	0.83	
	9	105.5	0.95	
	11	96.7	1.03	
	13	92.3	1.08	
	15	89.7	1.11	
Ceramic	5	150.5	0.66	
	7	121.8	0.82	
	9	106.5	0.94	
	11	98.3	1.02	
	13	95.7	1.04	
	15	93.3	1.07	
Titanium	5	15.7	0.66	
	7	122.0	0.82	
	9	107.1	0.93	
	11	98.6	1.01	
	13	94.1	1.06	
	15	91.8	1.09	

여 평가하였다.

3.4. 해석 결과

완충재의 열 해석을 수행한 결과는 Table 2와 같다. 외부 처분용기의 재질과는 상관없이 모든 처분공 간 간격 9 m 이하에서는 완충재 설계 요건인 100°C를 초과하였다. 처분공 간 거리 9 m를 기준으로, 완충재의 최대온도는 티타늄 107.1°C, 세라믹 106.5°C, 구리 105.5°C 순으로 온도가 높았다. 처분공 간 거리가 15 m인 경우 완충재 설계 요건인 100°C을 만족하였으나, 3종의 재질 모두 안전계수 1.2보다 작았다. 단, 재질 간 차이는 약 4%로 미미하였다. Fig. 5에서와 같이, 처분용기 재질별 열 안전성을 보장하는 처분공 간

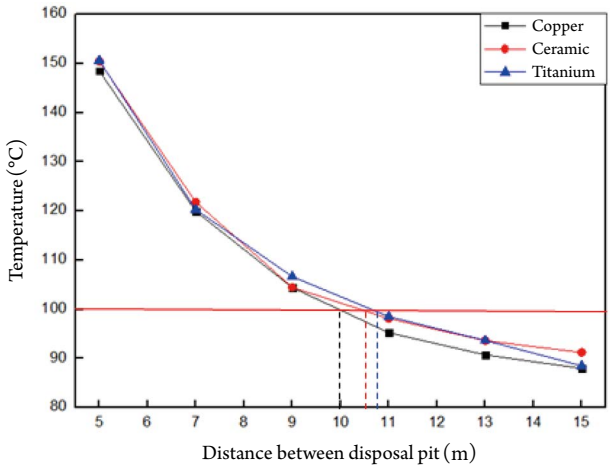


Fig. 5. Minimum allowable distance between disposal pits.

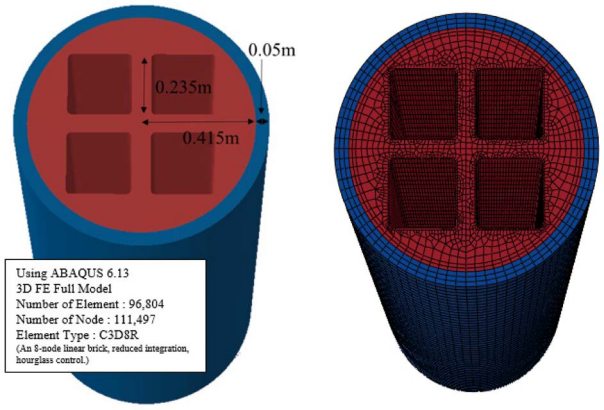


Fig. 6. Finite element model of SNF disposal cask.

최대거리는 구리 10 m, 세라믹 10.5 m, 티타늄 10.8 m로써, 구리가 비교적 짧은 처분공 간 거리에서 열 안전성을 보장하였다.

결론적으로, 재질 간 열적 물성이 상이하더라도 외부 처분용기 두께(50 mm)가 얇아 외부 처분용기 재질이 완충재의 열 안전성에 미치는 영향은 매우 적으며, 처분공 간 거리가 완충재의 열 안전성에 주요 인자임을 확인하였다.

4. 구조 건전성 평가

4.1. 평가 대상

지하 500 m 아래의 사용후핵연료 처분용기 주변은 지하수로 포화될 것으로 예상되며, 지하수에 의해 완충재가 반응하여 팽창할 것으로 예상된다. 처분용기는 지하수압에 의한 하중과 완충재의 팽윤압으로 인한 하중에 대해 건전성이 유지되어야 하며, 성능기간 동안 처분용기 내부에 있는 사용후핵연료에서 외부로 방사성 핵종이 누출되어서는 안된다. 위와 같은 환경에서의 처분용기 건전성을 확인하기 위해서는, 지하수압 및 완충재 팽윤압을 고려하여 구조해석을 수행하여야 한다.

따라서 본 해석에서는 스웨덴 방사성폐기물 관리사업기관인 SKB (Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company)가 처분용기의 구조 해석을 위해 개발한 하중조건[2,24]을 참고하여, 균일 하중 조건, 비균일 하중 조건, 설산에 의한 하중 조건을 수립하여 구조 평가를 수행하였다.

4.2. 해석 모델 및 물성

처분용기 구조 건전성 평가를 위한 해석 모델의 범위는 Fig. 6과 같다. 열 해석에서 활용했던 유한요소 모델 중 처분용기 모델을 활용하였다. 처분용기는 사용후핵연료 4다발을 수용할 수 있으며, 지름 830 mm, 높이 4,778 mm, 다발 간 거리는 70 mm이다. 외부 용기의 두께는 50 mm이며, 내부 용기는 주철로 되어 있다. 재질은 구리, 세라믹, 티타늄 3종을 고려하였다. 본 유한요소 모델은 3차원 모델로서, 8절점 육면체 요소를 사용하였고, 요소 및 절점 수는 111,497개와 96,804개이다.

처분용기의 구조 평가를 위하여 처분용기 재료의 기계적 물성을 확보하여야 한다. 기계적 물성은 크게 탄성계수, 프아송비 및 응력-변형도 선도 및 열팽창계수 등이 있으며, 각 구성 요소와 처분부지가 확정되면 이들로부터 보다 정확한 물성자료를 확보하여 해석을 수행하는 것이 필요하다. 따라서 본 연구에서는 기존 참고문헌의 데이터[25]를 활용하여 각 구조물에 대한 물성치를 적용하였다.

4.3. 해석 조건

처분용기의 구조 건전성 평가 시, 평가기준이 되는 안전계수는 처분용기를 압력용기로 참조하여 설정되었다. 하지만 처분용기를 주기적으로 작용하는 압력에 견디도록 설계된 압력용기와 직접적으로 비교하는 것은 무리가 있다. 스웨덴과 핀란드의 경우, 처분용기 위치에 따라 아래와 같이 안전계수를 설정하고 있다[2,24].

- 처분용기에 대한 안전계수: 2.0
- 처분용기 뚜껑에 대한 안전계수: 1.5

Table 3. Mechanical material properties of SNF disposal cask

Items	Young's modulus (GPa)	Poisson's ratio	Thermal expansion coef.
Outer cask (Copper)	1.6	0.21	11.1
Outer cask (Ceramic)	430	0.16	3.7
Outer cask (Titanium)	116	0.34	8.5
Inner cask (Iron)	108.5	0.3	10.85

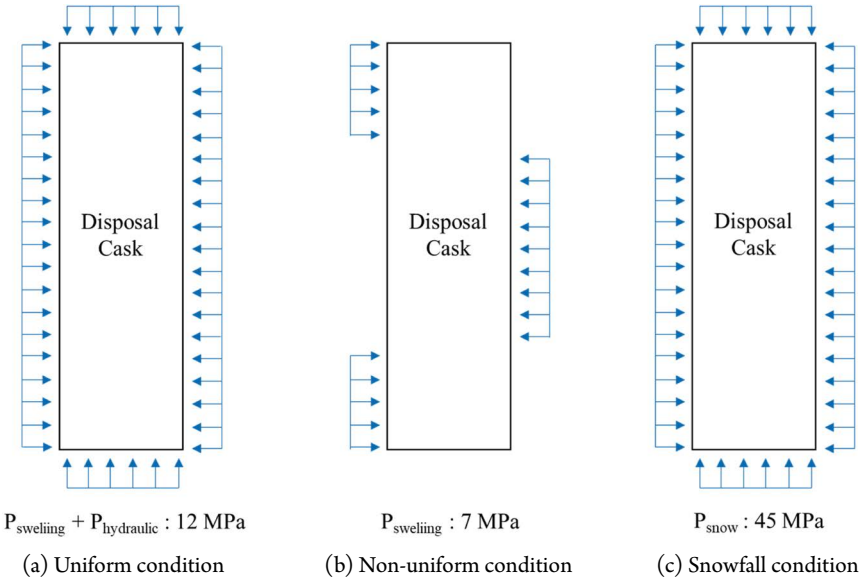


Fig. 7. Loading conditions of SNF disposal cask.

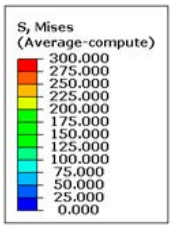
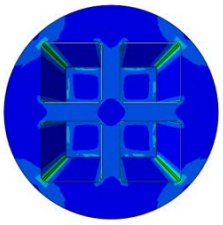
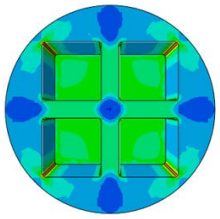
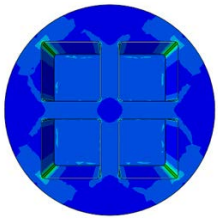
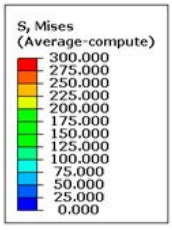
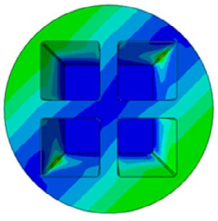
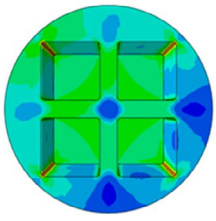
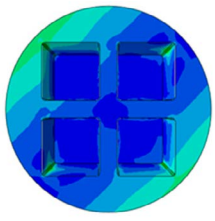
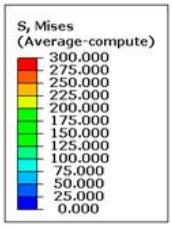
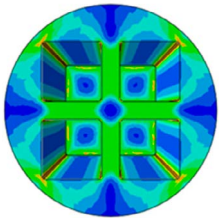
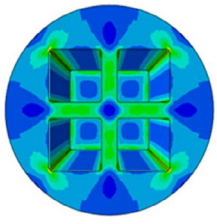
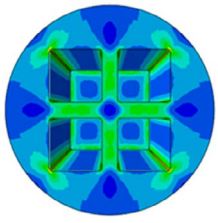
스웨덴과 핀란드에서 제시한 안전계수는 외부 용기 재질이 구리라는 점에서, 본 연구에서 활용하기에는 무리가 있다. 국외에서는 구리 재질의 외부용기의 경우는 연성재료임을 고려하여 구조 평가를 수행하지 않는다. 하지만 대안재질인 세라믹과 티타늄은 구리에 비해 비교적 취성재료이라는 점에서 균열이 발생하거나 파손이 발생될 수 있다. 따라서 본 연구에서는 외부 처분용기 또한 구조 건전성 평가를 실시하였다. 추가적으로, 처분용기 재료에 대한 기초단계라는 점에서, 정상 조건에 준하는 균일 하중 적용 시 재료의 항복강도, 비정상 조건에 준하는 비균일 하중 조건과 설산 하중 조건에 대해서는 재료의 인장강도를 처분용기의 평가기준을 설정하였다.

균일 하중은 처분용기가 처분심도의 암반 내에 안치되어 주변 지하수의 수압에 의해 발생되는 하중이다. 지하 500 m에 처분될 경우, 이에 따른 수압은 5 MPa이다. 또한 완충재가 지하수에 의해 둘러싸이게 되면 완충재는 팽윤이 발생한다. 이에 따른 팽윤압도 처분용기에 압력하중으로 작용되며, 이때 최대팽윤압은 7 MPa으로 적용하였다. 균일 하중 조건 시 예상되는 하중 조건은 Fig. 7의 (a)와 같다.

비균일 하중 조건은 처분용기 주변에 설치된 완충재인 벤토나이트의 일부 유실 등으로 인해, 처분용기에 비대칭적인 하중이 적용하는 조건이다. 이 경우, Fig. 7의 (b)에서 보여주는 바와 같이 처분용기 양끝부분이 고정되며, 비균일 하중 7 MPa를 적용하였다.

지난 270만 년 동안 지구의 기후는 수 차례의 빙하기를 겪었으며, 일반적으로 현재 지구의 빙하기 주기는 약 10만 년으로 알려져 있다. 처분장의 안전성 보장 기간이 10만 년 이상임을 고려하여, 처분용기의 설산 하중 조건은 빙하기에 심층 처분장 지표에 설산이 생기는 시나리오로 판단된다. 이때, 처분용기가 받는 하중은 Fig. 7의 (c)와 같이, 설산의 중량에 의한 45 MPa이다.

Table 4. Structural analysis results of inner cask under disposal condition

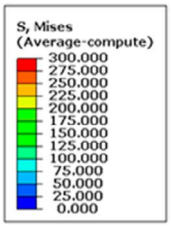
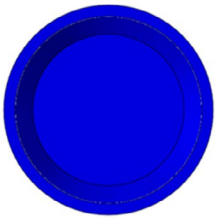
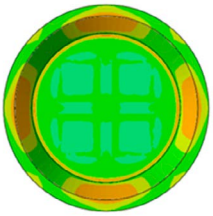
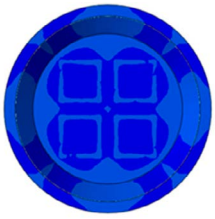
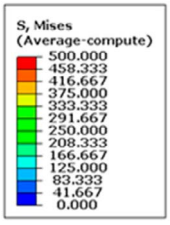
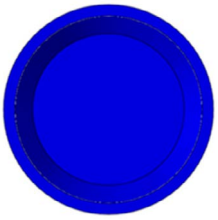
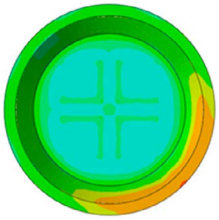
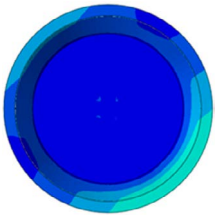
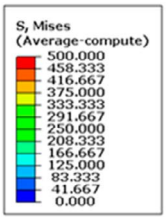
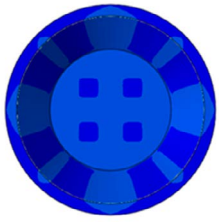
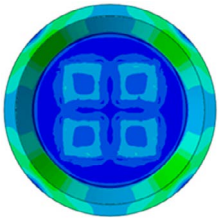
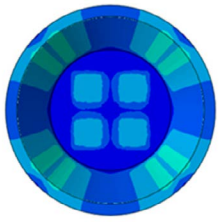
Load type	Value	Material of outer cask		
		Copper	Ceramic	Titanium
Normal				
	Max. equivalent stress (MPa)	154.5	275.4	154.4
	Safety margin	1.56	0.87	1.55
Abnormal				
	Max. equivalent stress (MPa)	244	275	172
	Safety margin	1.56	1.35	2.15
Snowfall				
	Max. equivalent stress (MPa)	305	278	278
	Safety margin	1.21	1.33	1.33

4.4. 해석 결과

Table 4는 각 하중(균일, 비균일, 설산)에 의한 내부 처분용기의 구조 해석 결과이다. 균일 하중과 설산 하중 적용 시 최고 응력지점은 사용후핵연료 바스켓 상부 모서리에서 발생하였으며, 비균일 하중의 경우, 바스켓 중간부분 모서리에서 발생하였다. 균일 하중 적용 시에는 구리, 티타늄, 세라믹 순으로 안전계수가 높았으며, 세라믹의 경우는 평가기준을 만족하지 못하였다. 비균일 하중의 경우, 티타늄, 구리, 세라믹 순으로 안전하였으며, 설산 하중의 경우 티타늄과 세라믹이 동일한 안전계수가 도출되었고, 구리의 안전계수가 가장 작은 것을 확인하였다. 비균일, 설산 하중 적용 시 평가기준을 만족하지 못하는 경우는 없었다. 내부 처분용기는 같은 재질임에도 불구하고, 서로 다른 강성을 지닌 외부 처분용기로 인해 내부 처분용기로 전달하는 하중 차이가 발생한 것으로 판단된다.

Table 5의 각 하중(균일, 비균일, 설산)에 의한 외부 처분용기의 구조 해석 결과이다. 전체 하중 조건에서 최고 응력지점은 처분용기 뚜껑에서 발생하였다. 균일 하중 조건은 동일하게 티타늄, 구리, 세라믹 순으로 안전계수가 컸으며, 비균일 하중의 경우, 구리, 티타늄, 세라믹 순으로 안전계수

Table 5. Structural analysis results of outer cask under disposal condition

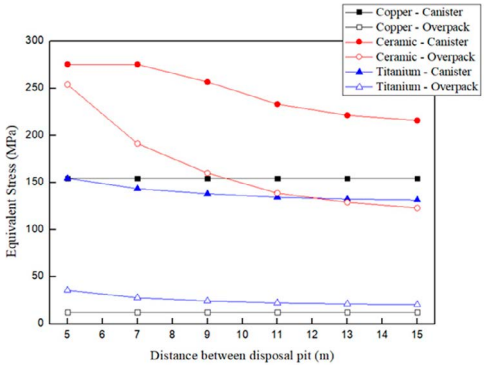
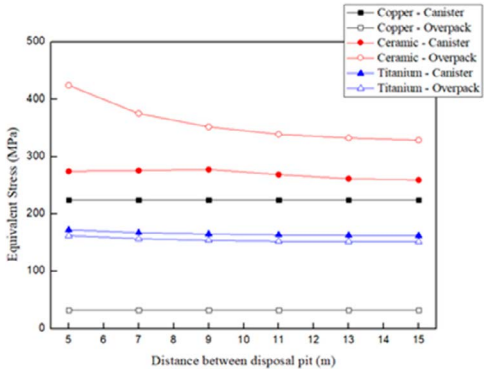
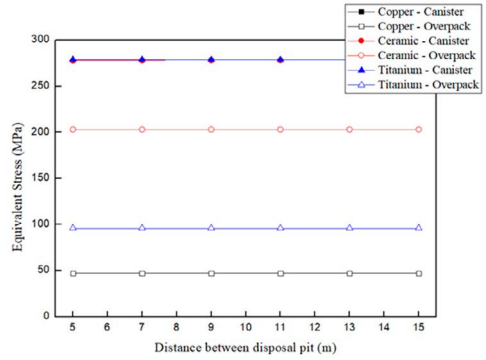
Load type	Value	Material of outer cask		
		Copper	Ceramic	Titanium
Normal				
	Max. equivalent stress (MPa)	12.4	254	35.5
	Safety margin	2.69	1.14	3.94
Abnormal				
	Max. equivalent stress (MPa)	12.4	424	162
	Safety margin	2.69	0.68	1.36
Snowfall				
	Max. equivalent stress (MPa)	47.1	203.1	95.9
	Safety margin	4.46	1.43	2.29

가 높았다. 설산 하중 조건의 경우는 구리, 티타늄, 세라믹 순이었다. 비균일 하중 조건에서 세라믹 처분용기의 안전계수 0.68로 평가기준을 만족하지 못하였다. 이는 취성재료 특성상 굽힘 하중에 취약하여 평가기준을 만족하지 못한 것으로 판단된다.

Table 6은 각 하중(균일, 비균일, 설산) 조건에서의 처분공 간 간격에 따른 최대 응력 결과를 나타낸 것이다. 구리, 티타늄 재질의 처분용기는 모든 하중 조건에서 각 재질의 항복강도 및 인장강도를 넘지 않아서 평가기준을 만족하였다. 세라믹 재질의 처분용기의 경우, 균일 하중 조건에서의 주철의 항복강도인 240 MPa를 초과하여 평가기준을 만족하지 못하였다. 또한 비균일 하중 조건에서는 세라믹의 인장강도인 290 MPa를 처분공 간격에 상관없이 모두 초과하여 평가기준을 만족하지 못하였다.

처분공 간 거리가 넓어질수록 열응력의 영향은 감소하며, 연성재료인 구리의 경우 열응력의 영향이 비교적 낮았으며, 취성재료인 세라믹의 경우 비교적 열응력의 영향이 컸다. 반면에 설산 하중 조건에서는 균일, 비균일 조건과는 상이하게 열 하중의 영향이 거의 없는 것을 확인하였다.

Table 6. Comparison of stress received by disposal cask according to the change in distance between disposal pits under each load condition

Load type	Figure
Normal	
Abnormal	
Snowfall	

5. 결 론

본 연구에서는 기 개발된 처분용기를 대상으로 부식저항성이 높은 3종(구리, 세라믹, 티타늄)의 처분용기 재질을 선정하여 각 재질이 적용된 처분시스템의 열/구조 성능 평가를 수행하였다. 본 연구를 통해 얻은 결론은 다음과 같다.

1) 사용후핵연료에서 발생하는 붕괴열은 처분시스템의 설계 및 안전성 평가의 핵심 요소이다. 본 연구에서는 보수적으로 국내 원전에서 발생한 사용후핵연료 중 연소도가 가장 높은 사용후핵연료를 기준 사용후핵연료로 선정하였으나, 이는 추후 확정된 국내 사용후핵연료 관리 정책 및 시나리오를 고려하여 합리적인 기준 사용후핵연료를 도출할 필요성이 있다.
2) 열 평가 결과를 비교해보면, 처분용기의 재질 간 차이는 거의 존재하지 않는 것을 확인하였다. 내부 처분용기와 완충재 간의 열 전달에 영향을 주기엔 외부 처분용기의 두께(50 mm)가 너무 얇은 것으로 판단된다.
3) 구조 건전성 평가를 통해 도출된 결과를 살펴보면 세라믹은 취성이 강한 탄성재료라는 점에서, 비대칭 복합 하중이 발생하는 비균일 조건에서의 평가기준을 만족하지 못하였고, 정상 조건에서는 티타늄, 비정상 조건 및 사고 조건에서는 구리용기가 비교적 안전함을 보였다. 추후 상세평가 시에는 본 연구에서 고려한 하중 조건 및 평가기준을 업데이트하여 크리프(Creep), 피로(Fatigue), 파괴역학적 평가방법 등을 고려하여 수행해야 할 것이다.

사 사

본 연구는 산업통상자원부(MOTIE)와 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다 (No. 2021171020001B).

참고문헌

1. Lennart B. 1988. Modelling of Buffer Material Behavior. Some Examples of Material Models and Performance Calculations, SKB Technical Report.
2. Raiko H. 2005. Disposal Canister for Spent Nuclear Fuel - Design Report, Posiva 2005-02.
3. Korea Radioactive Waste Agency. 2018. Report on the Status of Operation of HLW Management Facilities in Foreign Countries.
4. Okmark H and Claesson J. 2005. Use of an Analytical Solution for Calculating Temperatures in Repository Host Rack, Engineering Geology.
5. Kari I. 2003. Thermal Analyses of Spent Fuel Nuclear Fuel Repository. POSIVA 2003-04.
6. Japan Nuclear Cycle Development Institute. 1999. H12 Project to

Establish Technical Basis for HLW disposal in Japan. Supporting Report 2 - Repository Design & Engineering Technology.

7. Energysolutions, NAC international. 2015. Task Order 18: Generic Design for Small Standardized Transportation. Aging and Disposal Canister Systems - Updated Final Report.
8. Sander E. 2013. Review of the Development of the Transportation, Aging, and Disposal (TAD) Waste Disposal System for the Proposed Yucca Mountain Geologic Repository. *Prog. Nucl. Energy* **62**:8-15.
9. Korea Atomic Energy Research Institute. 2008. Korean Reference HLW Disposal System. Korea Atomic Energy Research Institute. KAERI/TR-3563/2008. 23-35.
10. Lee JY, Cho D, Choi H and Choi D. 2007. Concept of a Korean Reference Disposal System for Spent Fuels. *J. Nucl. Sci. Technol.* **44**:1565-1573.
11. Choi HJ, Lee Y, Choi JW and Kwon YJ. 2006. Structural Analysis of the Canister for PWR Spent Fuels under the Korean Reference Disposal Conditions. *J. Nucl. Fuel Cycle Waste Technol.* **4**:301-309.
12. Lee JY, Cho DK, Choi HJ, Choi JW and Wang LM. 2011. Analyses of Disposal Efficiency Based on Nuclear Spent Fuel Cooling Time and Disposal Tunnel/pit for the Design of a Geological Repository. *Prog. Nucl. Energy* **53**:361-367.
13. Lee JO, Birch K and Choi HJ. 2014. Coupled Thermal-Hydro Analysis of Unsaturated Buffer and Backfill in a High-Level Waste Repository. *Ann. Nucl. Energy* **72**:63-75.
14. Lee MS, Lee JY, Choi HJ, Yoo MG and Ji SH. 2018. Evaluation of Silicon Carbide (SiC) for Deep Borehole Disposal Canister. *JNFCWT* **16**:233-242.
15. Lee JY and Choi HJ. 2005. Preliminary Conceptual Design of the Korean Reference Repository System for HLW in Vertical Emplacement. Korea Atomic Energy Research Institute Technical Report, KAERI/TR-3012/2005.
16. Cho DK, Yoon SK, Choi HJ, Choi JW and Ko WI. 2008. Reference Spent Nuclear Fuel for Pyro-processing Facility Design. *J. Nucl. Fuel Cycle Waste Technol.* **6**:225-232.
17. Cho DK, Kim JW, Kim IY and Lee JY. 2019. Investigation of PWR Spent Fuels for the Design of a Deep Geological Repository. *JNFCWT* **17**:339-346.
18. Malbrain CM and Lester RK. 1982. Analytical Approximations for the Long Term Decay Behavior of spent Fuel and High-level Waste. *Nucl. Technol.* **57**:292-305.
19. Korea Atomic Energy Research Institute. 2005. Reference Spent Fuel and Its Source Terms for a Design of Deep Geological Disposal System. KAERI/TR-3084.
20. Korea Radioactive Waste Agency. 2014. Final Report of EBS Development for Spent Fuel Disposal. TR2014-06.
21. Kim MJ, Lee SR, Yoon S, Jeon JS and Kim MS. 2018. Effect of Thermal Properties of Bentonite Buffer on Temperature Variation. *Journal of The Korean Geotechnical Society* **34**:17-24.
22. Cho KD, Lee Y, Choi JY and Choi JW. 2007. Characteristics of a Geological Disposal System for the Increasing Burn-up of Spent Nuclear Fuel in Korea. *J. Nucl. Sci. Technol.* **44**:1306-1316.
23. ABAQUS. 2018. ABAQUS Standard/User's Manual. Simulia Inc.
24. Raiko H and Rolf S. 2010. Design analysis report for the canister, SKB TR-10-28.
25. Lee JY, Cho DK, Lee MS, Kook DH, Choi HJ, Choi JW and Wang LM. 2012. Efficiency analyses of the CANDU spent fuel repository using modified disposal canisters for a deep geological disposal system design. *Nucl. Eng. Des.* **242**:433-444.