JOURNAL OF RADIATION INDUSTRY

Technical article

17(3) : 309-320 (2023)
https://doi.org/10.23042/radin.2023.17.3.309

사용후핵연료 다목적 캐니스터의 운반 및 저장 보조 설비에 대한 예비설계 평가

신창민[1,*], 이상환[1], 이연오[2], 정인수[3], 차길용[4]

[1]한국원자력환경공단 고준위기술개발원, [2](주)세아베스틸, [3](주)코네스코퍼레이션 기술연구소, [4]주)래드코어

Preliminary Design Evaluation of Auxiliary Equipment for Transportation and Storage of Multi-purpose Canister

Chang Min Shin[1,*], Sang Hwan Lee[1], Yeon Oh Lee[2], In Su Jung[3] and Gil Yong Cha[4]

[1]HLW Technology Development Institute, Korean Radioactive Waste Agency, 174, Gajeong-ro, Yuseong, Daejeon 34129, Republic of Korea
[2]Kones Corporation, 798-1, Yuseong-daero, Yuseong, Daejeon 34166, Republic of Korea
[3]SeAH Besteel Corporation, 87, Muyeok-ro, Gunsan 54002, Republic of Korea
[4]Radcore, A516, Techno 4-ro, Yuseong, Daejeon 34013, Republic of Korea

Abstract A multi-purpose canister (MPC) was developed for the purpose of transportation, storage and disposal of spent nuclear fuel (SNF) and has the advantage of minimizing repackaging between management stages of SNF. Considering the typical rock characteristics in Korea, a disposal canister is expected to contain 4 assemblies of Pressurized water reactor (PWR) SNF. The capacity of the MPC should be similarly designed with the disposal canister. However, the MPC with four SNF assemblies is expected to be less efficient in transporting and storing compared to a large-capacity canister. Therefore, a preliminary concept was derived for an auxiliary equipment that can transport and store multiple MPCs in a large overpack. A previously derived concept from US was thoroughly reviewed, and the preliminary concept was revised considering domestic situations including crane capacity and others. In addition, the safety of the normal transportation and storage of the MPC placed in transportation and storage overpack was evaluated with the auxiliary equipment.

Key words: Spent nuclear fuel, Multi-purpose canister, Conceptual design, Preliminary design assessment

1. 서 론

다목적 캐니스터는 사용후핵연료의 운반-저장-처분 각 단계에서 공용으로 사용할 목적으로 개발되고 있으며, 특히 관리단계 전환 시 재포장이 필요하지 않다는 점이 장점이다. 다목적 캐니스터는 여러 장점에도 불구하고 운반-저장-처분 각 단계에서 요구되는 기술기준을 모두 만족해야 하며, 특히 처분 단계에서 요구되는 기술기준과 운반-저장 단계에서 요구되는 기술기준이 큰 차이가 있어 설계에 어려움이 있다. 대표적으로 처분 조건에서 캐니스터는 수천 년 동안 건전성을 유지해야 하며, 따라서 중성자 흡수체 등은 높은 내부식성이 요구된다. 그리고 처분용기 주변 완충

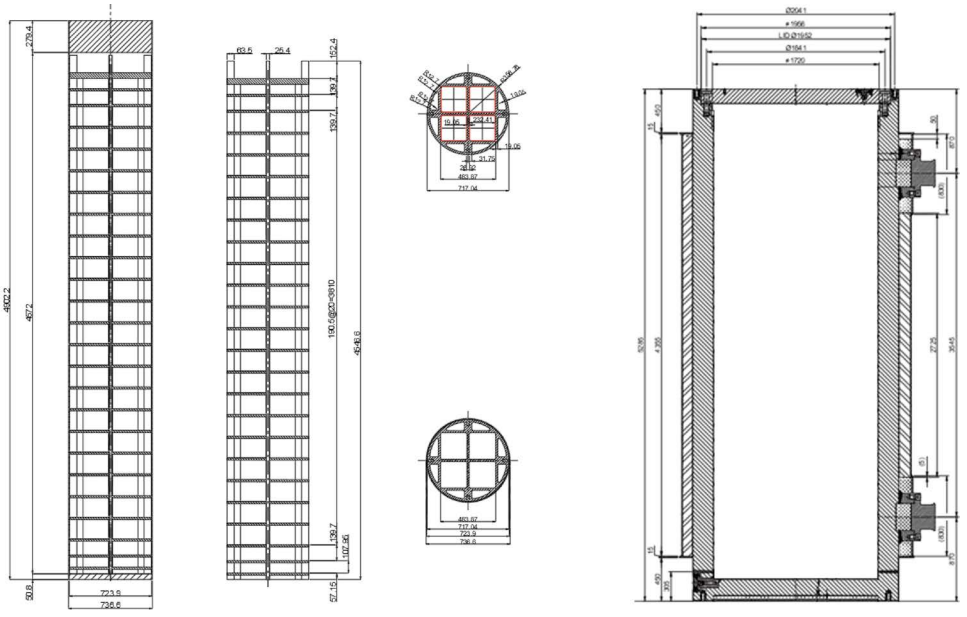
http://www.ksri.kr/
Copyright © 2023 by
Korean Society of Radiation Industry
***Corresponding author.** Chang Min Shin
Tel. +82-42-601-5344 Fax. +82-42-601-5389 E-mail. auver97@korad.or.kr
Received 25 August 2023 **Revised** 19 September 2023 **Accepted** 21 September 2023

재 온도 제한치(약 100°C)로 인해 캐니스터의 온도 제한 또한 운반-저장 조건보다 더 보수적이며, 구조 건전성을 확인하기 위해 부여되는 하중 조건도 상이하다[1]. 스웨덴과 핀란드에서 설계된 처분용기는 처분 전용으로 설계되었기 때문에, 이와 유사한 구조를 가진 다목적 캐니스터로 설계할 경우 자중이 높아지고 사용후핵연료 수용량이 적어 운반-저장 시 효율적이지 않다. 따라서 운반과 저장 시 취급 효율성을 고려하면서, 동시에 처분장에서의 처분 조건을 만족하도록 설계되어야 한다. 미국 에너지부(Department of Energy, DOE) 주도로 다목적 캐니스터인 TAD 캐니스터에 대한 연구를 90년대부터 수행해 왔으며, TAD 캐니스터의 규격을 표준화시킨 STAD (Standardized Transportation, Aging and Disposal) 캐니스터에 대한 연구도 2010년대부터 활발히 수행했다[2]. 경수로 사용후핵연료 4다발 적재가 가능한 STAD 캐니스터의 경우 운반-저장 시 효율이 떨어지므로 이러한 다목적 캐니스터 4개를 대형 오버팩에 동시에 적재하여 운반하거나 저장하는 개념을 도입하였으며, 캐리어는 Fig. 1과 같이 다수 캐니스터를 오버팩에 적재하기 위한 용도로 개발하였다.

미국 DOE에서 설계한 STAD 시스템을 국내에 그대로 도입하는 경우 아직 국내 규제요건에서 이송 오버팩에 대한 기준이 없는 관계로 운반 오버팩을 사용해야 하며, 이 경우 무게가 133.66톤에 달하여 취급이 불가능하게 된다. 따라서 다목적 캐니스터를 고려한 운반시스템을 국내 환경에 적용시킨다면, 미국 DOE의 STAD 시스템과는 다른 국내 운영 여건을 고려하여 설계되어야 한다.

본 연구에서는 한국원자력환경공단에서 개발한 KORAD-21 운반-저장 겸용용기 오버팩을 활용하여 다목적 캐니스터를 취급하는 개념을 수립하고, 이를 위해 다목적 캐니스터 취급 보조 설비인 캐리어에 대한 예비개념(안)을 도출하였다. 그리고 다목적 캐니스터와 캐리어가 적재된 운반-

Fig. 1. Auxiliary equipment (Carrier) for MPC [2].



(a) (b)

Fig. 2. Cross sections of the (a) MPC and (b) Transportation and storage overpack.

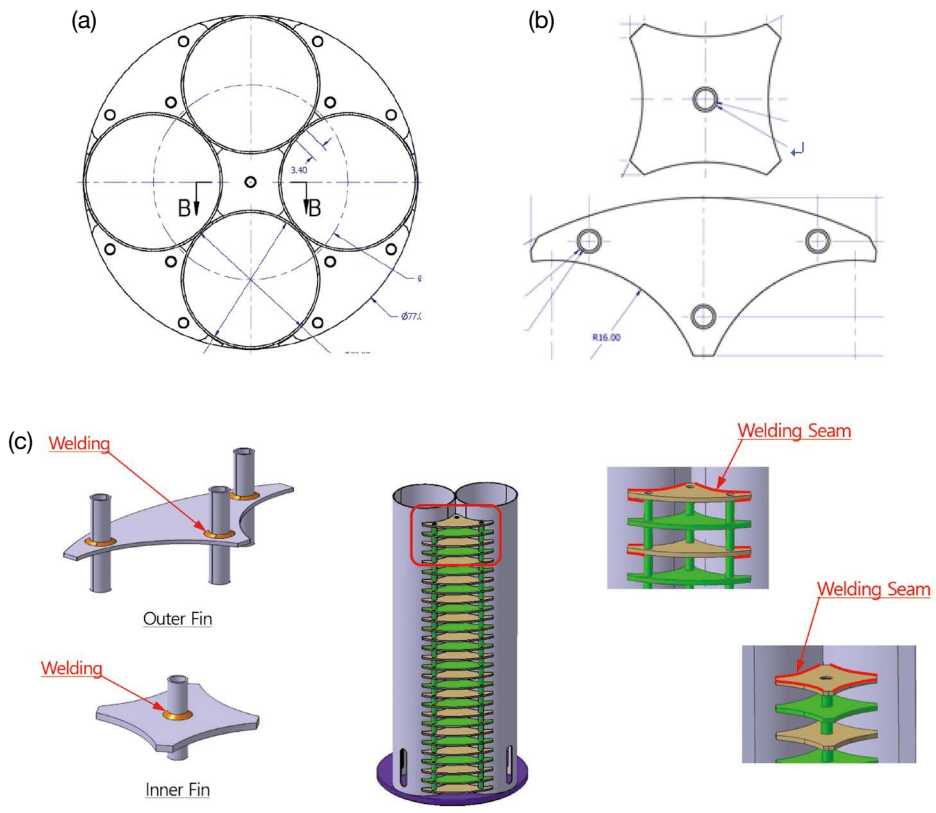


Fig. 3. Geometry and weldment of the DOE-developed carrier: (a) Top-section, (b) Inner and outer supporting ribs [2], (c) weldment.

저장 겸용용기의 정상 조건에서의 구조, 임계, 차폐 평가를 통해 예비개념(안)의 설계 타당성을 검증해 보았다.

2. 재료 및 방법

2.1. 다목적 캐니스터 및 운반 오버팩의 제원

다목적 캐니스터 취급 설비의 개념설계를 위해 먼저 다목적 캐니스터와 운반용기 제원이 확정되어야 한다. 다목적 캐니스터는 처분 외에 운반-저장 목적으로도 활용되므로, 일반적인 대용량 운반-저장용기의 캐니스터와 구조가 유사하게 구성된다. 다목적 캐니스터는 외부 쉘과 내부에 사용후핵연료가 보관되는 바스켓 그리고 바스켓을 지지하는 디스크와 지지대로 구성된다.

Fig. 2(a)는 DOE에서 개발한 다목적 캐니스터의 형상을 보여준다. 다목적 캐니스터는 두께 6.35 mm의 스테인리스강 외부 쉘 안에 바스켓과 바스켓을 지지하는 구조물로 구성된다. 바스켓 지지 구조물은 25개의 스테인리스강인 원형판으로 구성되며, 이 원형판을 고정하기 위해 네 방향(0°, 90°, 180°, 270°)에 각각 가로(52 mm) 및 세로(26 mm)의 사각 플레이트가 용접된다. 그리고 25개의 디스크와 디스크 사이에 두께 11 mm의 BSS (Borated Stainless Steel)을 적용하여 중성자흡수재로 사용한다. 경수로 사용후핵연료 집합체 4다발을 장전할 수 있으며, 4다발 적재 후 중량은 약 5.67톤이다. 다목적 캐니스터의 외부 길이는 4,902 mm, 외경은 737 mm이다.

운반용기 오버팩은 국내외에서 다양하게 개발되었으며, 사용후핵연료 집합체 수용량과 크기, 무게 등이 다양하다. 국내에서 개발된 KORAD-21 금속 겸용용기는 소외 운반과 저장을 목적으로 개발되었으며, 현재 소외 운반에 대한 설계승인을 취득하였다. KORAD-21 겸용용기 오버팩의 내경은 1,696 mm이며, 내부 높이는 4,905 mm 이다. 운반저장 겸용 오버팩의 무게는 완충체 제외 시 약 71.17톤, 완충체 포함 시 87.93톤이다. KORAD-21 운반저장용기 오버팩의 형상은 Fig. 2(b)와 같다.

2.2. 다목적 캐니스터 캐리어 개념설계

다수의 다목적 캐니스터를 대용량 운반·저장 오버팩에

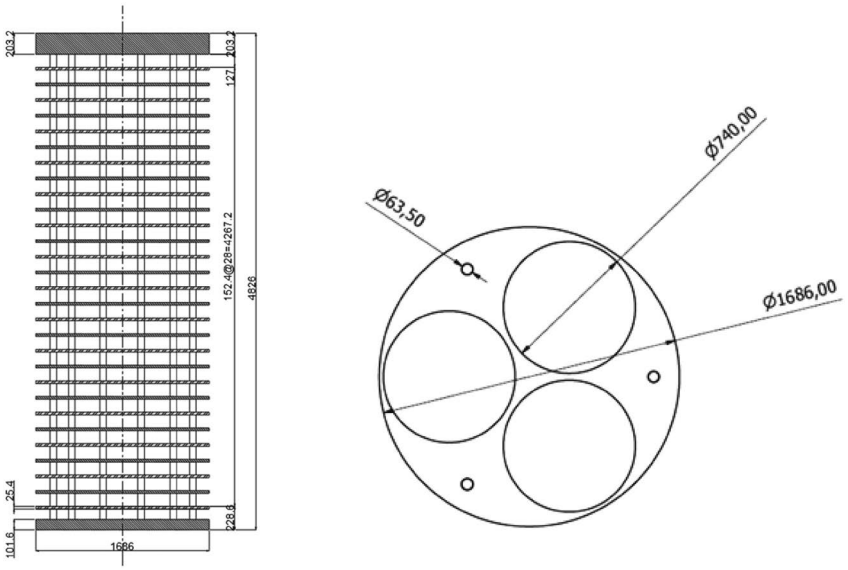


Fig. 4. Preliminary concept of the MPC carrier.

적재하는 데 사용되는 취급 설비인 캐리어의 개념은 미국 DOE의 연구에서 사례를 찾아볼 수 있다. 기존 연구에서는 경수로 사용후핵연료 4다발을 적재하는 다목적 캐니스터 4기를 수용하도록 캐리어가 설계되었다. Fig. 3은 DOE에서 개발한 캐리어를 나타낸 것이며, DOE의 캐리어 설계는 다목적 캐니스터가 수납되는 원통형 쉘이 배치되고 이의 내·외부를 리브(rib)라고 하는 얇은 판들이 핀에 용접되어 지지를 하는 구조이다. 기존 설계를 바탕으로 재질에 따른 용접성과 용접 작업성 등 제작성을 분석한 결과, DOE의 설계 구조는 용접 수행 공간 확보가 어려워 작업성이 떨어진다는 결론이 도출되었다. 설계 개선을 위해서는 원통 쉘 구조를 지지하는 리브를 일체형 디스크 형태로 제작하고, 원통 쉘의 용접을 위해 원통 간 간격이 가급적 100 mm 수준으로 확보가 필요한 것으로 분석되었다.

앞서 서론에서 언급하였듯이 다목적 캐니스터 4기 수용 시 국내 원전의 크레인 인양 중량 제한으로 인해 활용이 제한될 수 있으므로, 본 연구에서는 오버팩으로 설정된 KORAD-21 겸용용기 안에 수용 가능한 수만큼의 다목적 캐니스터를 취급할 수 있는 캐리어를 설계하였다. DOE에서 설계한 캐리어의 제작성 분석 내용을 바탕으로 다목적 캐니스터 지지용 리브를 일체형 디스크로 제작할 경우 오버팩의 내경보다 다소 작게 제작되어야 하므로 외경을 1,686 mm로 설정하였다. 다목적 캐니스터의 외경은 737 mm로서 외경 1,686 mm의 캐니스터 지지용 리브 안에 다목적 캐니스터 3기까지 배치가 가능하며, 캐니스터 간 최대 확보 거리는 약 76 mm이다. 다목적 캐니스터는 캐리어 내부에 수납 시 약간의 여유 공간이 있어야 하므로 캐니스터 수납 공간의 외경을 740 mm로 설정하였다. 또한 캐리어의 외곽부가 너무 얇으면, 정상운반 조건의 0.3 m 낙하 충격 시 건전성 확보가 어려우므로 20 mm의 두께를 가지도록 하였다. DOE의 설계에서는 다목적 캐니스터가 수납되는 원통 쉘이 리브와 용접되어 결합되지만, 본 개념설계에서는 디스크 형태의 일체형 리브가 다목적 캐니스터를 잘 지지해줄 것이라 판단하여 원통 쉘은 포함시키지 않았다. 최종적으로 다목적 캐니스터 간 거리는 39 mm로 결정되었다. 이 거리는 제작성 분석 시 권장 거리인 100 mm보다 작지만, 앞서 언급한 바와 같이 원통 쉘의 용접을 고려해서 책정한 거리이며, 본 개념에서는 원통 쉘을 사용하지 않으므로 문제되지 않을 것으로 판단된다.

Fig. 4는 KORAD-21 오버팩 내부에 다목적 캐니스터 3개를 수납하기 위한 보조 설비인 캐리어의 예비개념을 보여준다. 다목적 캐니스터 수납 공간으로 740 mm 외경을 가지는 3개 공간을 가지며, 63.5 mm 외경을 가지는 핀 3개로 각 디스크들이 연결되어 고정된다. 디스크는 최상부의 두께가 203.2 mm, 최하단이 101.6 mm이며, 중간에는 25.4 mm 두께를 가지는 디스크 29개가 127 mm 간격으로 배치된다. 이러한 초기 개념은 임계·차폐·구조 성능 평가를 통해 설계 타당성을 평가하였으며, 열적 성능 평가는 기존

KORAD-21 용기 평가 시 21다발 수납 때보다 열원이 작으므로(12다발) 평가는 수행하지 않았다.

3. 결과 및 고찰

3.1. 다목적 캐니스터 적재용기의 임계·차폐 평가

3.1.1. 핵임계 평가

핵임계 평가 시 연소로 인한 반응도 변화를 정량화하기 위해서는 반응도의 불확실성이 크기 때문에, 임계 평가 시 신연료로 가정하여 보수적으로 평가하는 방법을 사용하기도 한다. 연소로 인한 이러한 반응도 저하를 연소도 이득효과(BUC: Burn-up Credit)라고 하며, 본 연구에서는 비교적 반응도에 대한 불확실성이 잘 검증된 악티나이드(Actinide) 계열 동위원소의 연소도이득효과를 적용하였다. 본 연구에서 연소도이득을 고려한 임계 평가의 방법론은 DOE/RW-0472 [3]에 근거하여 동위원소 검증(Isotopic Validation), 임계 검증(Criticality Validation)과 분석 및 모델링 매개변수(Analysis and Modeling Parameter) 그리고 최종 결과인 장전곡선(Loading Curve)을 도출하는 절차를 적용하였다. 전 세계적으로 널리 사용되고 있는 전산코드인 SCALE [4]의 KENO.V를 사용하여 국내 PLUS7 사용후핵연료 집합체를 대상으로 농축도/연소도별 악티나이드 핵종에 대해서만 연소도이득을 고려하였다. 국내 원전에서 사용된 최빈 사용후핵연료의 초기농축도와 방출연도소는 4 wt% 45,000 MWd MTU^{-1}이고 가장 높은 연소도를 가지는 사용후핵연료의 초기농축도와 방출연도소는 4.5 wt% 55,000 MWd MTU^{-1}를 고려하여 초기농축도는 5 wt%까지 방출연소도는 55,000 MWd MTU^{-1}까지 임계 평가를 수행하였다.

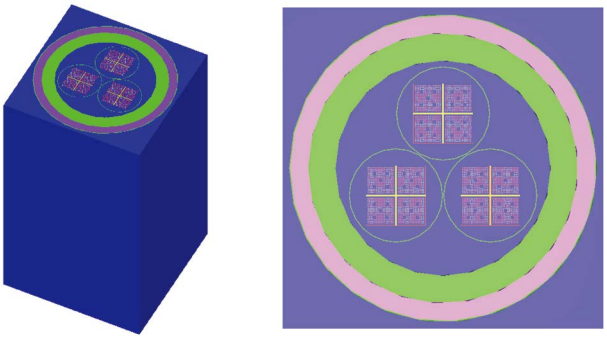


Fig. 5. Criticality evaluation model.

본 연구에서는 사고 시 침수가 되는 것을 가정하여 헬륨 대신 물로 모델링하여 평가하였다. 다목적 캐니스터 3개를 장전할 수 있는 다목적 용기는 내부에 캐리어가 있고 중성자 차폐재와 철로 둘러싸여진 쉘로 구성되어 있다. SCALE 코드로 모사한 다목적 용기의 전산모델은 Fig. 5와 같다.

선언연소도(Declared Burnup) 불확실도는 원자로 노심의 출력분포 측정과 계산에 의한 연소도와 실제로 연소된 차이에 의한 것으로 3%를 적용하였고, 반경방향(Horizontal) 불확실도는 노심 반경에 가까울수록 높은 출력으로 연소도가 높고 멀수록 비교적 낮게 분포됨으로서 생기는 연소도 차이로서 사용후핵연료 집합체의 좌우에 ±5%를 적용하였다.

국내 PLUS7 사용후핵연료 집합체에 대하여, SCALE 전산코드의 TRITON 전산모듈을 사용하여 농축도/연소도별로 악티나이드 핵종함량을 계산하고 NUREG/CR-6811

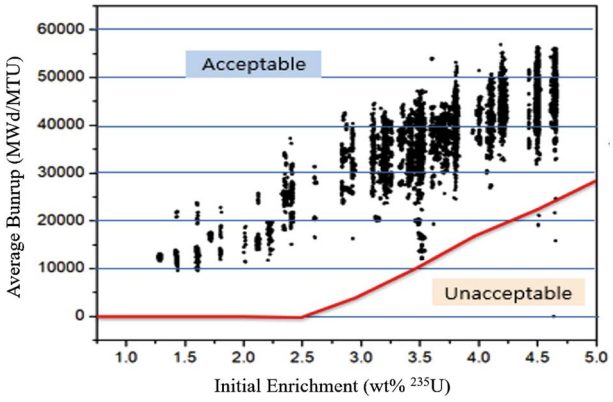


Fig. 6. Criticality evaluation result (loading curve).

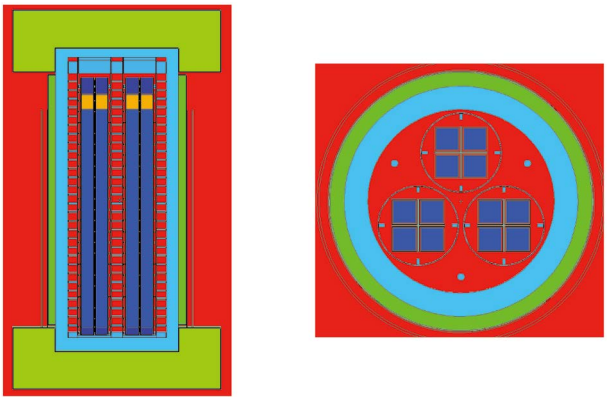


Fig. 7. Shielding evaluation model.

에서 제시한 보정계수를 곱하여 핵종 수밀도를 도출하여 임계 평가의 입력값으로 적용하였다. 또한 임계 안전 마진을 확보하기 위하여 가능한 불확실성 유발요소를 분석하여 각 항목별 불확실도를 계산하였다. 연소도에 관련된 불확실도 평가에서 농축도/연소도별로 수치가 가장 높은 값들을 선정하여 다른 모든 편이와 불확실도를 평가한 결과 불확실도 값은 0.0354로 계산되었다. 다목적 용기에서의 불확실도를 고려한 임계 평가 결과 유효증배계수가 0.9146 이하로 평가된 사용후핵연료 집합체는 장전 가능하다. Fig. 6은 국내 PLUS7 사용후핵연료를 적용하고 STAD 캐니스터 3개를 장전할 수 있는 다목적 용기 임계 평가에서 파악된 농축도/연소도별 장전 가능한 최소연소도를 연결한 장전곡선과 함께 국내 사용후핵연료 발생 특성도 같이 나타내었고 임계적 관점에서 국내 사용후핵연료 집합체의 약 99% 이상 장전할 수 있는 것으로 평가되었다.

3.1.2. 차폐 평가

국내 법령[5]에서는 방사성물질 등을 철도·도로·선박 또는 항공기 등에 의하여 운반하는 경우에 외부표면과 외부표면으로부터 2 m 거리에서 각각 2 mSv hr^{-1} 및 0.1 mSv hr^{-1}의 방사선량률을 초과하지 않을 것을 규정하고 있다. 다목적 캐니스터 운반용기 차폐 평가에는 미국 로스 알라모스 국립 연구소(Los Alamos National Laboratory)에서 개발된 몬테칼로 방사선수송코드인 MCNP6 (ver. 1.0) [6]가 사용되었다. 4다발의 사용후핵연료 집합체를 담을 수

Table 1. Shielding evaluation results

Evaluation location	Exposure dose rate [mSv hr^{-1}]			
	Neutron sources		Photon source	Total sum.
	Neutron	Photon		
Surface	5.15×10^{-2}	7.75×10^{-2}	7.43×10^{-2}	2.03×10^{-1}
Distance of 2 m	1.33×10^{-2}	1.77×10^{-2}	2.37×10^{-2}	5.46×10^{-2}

Table 2. Material and physical properties for cask components

Component		Material	E (MPa)	Density (t mm^{-3})	Sy (MPa)	Su (MPa)	Poisson ratio
Overpack	Body	SA-350 Grade LF3	195,000	8.03×10^{-9}	259	483	0.3
	Lid	SA-182 Grade F6NM	201,000	7.85×10^{-9}	621	793	0.3
	Lid bolt	SA-540 Grade B23	–	7.85×10^{-9}	965	1,070	0.3
	Thermal fin	SA-516 Grade 70	202,000	7.85×10^{-9}	262	483	0.3
	Outer shell	SA-240 Type 304	195,000	8.03×10^{-9}	207	517	0.3
	Neutron absorber	NS-4-FR	3,870	1.76×10^{-9}	60.5	–	0.3
	Trunnion	SA-182 Grade F6NM	201,000	7.85×10^{-9}	620	795	0.3
	Trunnion adaptor	SA-182 Grade F6NM	201,000	7.85×10^{-9}	620	795	0.3
	Trunnion bolt	SA-540 Grade B23	–	7.85×10^{-9}	965	1,070	0.3
Canister	Body	SA-240 Type 316L	195,000	8.03×10^{-9}	172	483	0.3
	Lid	SA-240 Type 316L	195,000	8.03×10^{-9}	172	483	0.3
	Basket	SA-240 Type 316L	195,000	8.03×10^{-9}	172	483	0.3
	Neutron absorber	BSS	195,000	8.03×10^{-9}	207	517	0.3
	Inner structures	SA-240 Type 316L	195,000	8.03×10^{-9}	172	483	0.3
Carrier		SA-240 Type 304	195,000	8.03×10^{-9}	207	517	0.3
		AL6063 T5	69,000	2.70×10^{-9}	110	150	0.33

있는 다목적 캐니스터 3개를 운반할 수 있는 다목적 용기의 차폐 평가 모델은 Fig. 7과 같다.

차폐 평가에는 사용후핵연료뿐만 아니라 원자로 운전 기간 동안 방사화된 사용후핵연료 집합체의 상하단 구조체로부터 방출되는 감마선원이 방사선원항으로 적용되었다. 사용후핵연료 집합체로 가정된 PLUS7 연료의 연소도는 4.5 wt%의 초기 농축도와 55 GWd MTU^{-1}의 방출 연소도를 가지고, 40년 냉각기간을 가정하였다. 기준 사용후핵연료 및 상하단 구조체가 방출하는 방사선의 세기와 스펙트럼은 SCALE 전산코드의 ORIGEN-ARP 제어 모듈을 사용하여 평가하였으며, 운반용기에 저장되는 12개의 사용후핵연료 집합체에 의하여 초당 5.50×10^{9}개의 중성자 및 6.59×10^{16}개의 광자가 방출되는 것으로 평가되었다.

개발된 차폐 평가 모델에서 방사선원에 의한 평가 위치에서의 방사선량률을 계산하기 위하여 MCNP의 표준 탤리(Tally)인 F4 탤리를 사용하였으며, 선속을 선량으로 변환하기 위하여 필요한 선속-선량 환산계수(Flux-to-Dose Conversion Factor)로는 ICRP-74 [7]에 보고된 중성자속-선량 환산계수 및 감마선속-선량 환산계수를 사용하였다. 12개의 사용후핵연료 집합체를 운반할 수 있는 다목적 용기의 표면 방사선량률 및 2 m 이격거리에서의 방사선량률은 Table 1과 같이 평가되었으며, 차폐 평가 결과는 MCNP 전산코드 사용 시 신뢰할 수 있는 상대오차로 제시된 10% 이하를 만족시키도록 하였다.

운반용기 외부표면 방사선량률은 0.2 mSv hr^{-1}로 평가되었으며, 이는 원안위에서 규정하고 있는 2 mSv hr^{-1}의 제한

Table 3. Applied loads for structural evaluation

Load type		Design load	References
Normal transportation condition	Reduced external pressure	External pressure 24.5 kPa	NSSC Notice 2021-02 10CFR 71
	Increased external pressure	External pressure 140 kPa	NSSC Notice 2021-02 10CFR 71
	Free drop (0.3 m)	Impact acceleration of 30 g	
Normal storage condition	Dead load	Body weight	
	Live load	Snow load (Gangneung) of a 100 year mean recurrence interval 3.0 kN m^{-2}	KEPIC STA (2015) [18]
	Handling load	115% of a lifting load	CMAA [19] ANSI 14.6 [20]
	Pressure load	Maximum normal operation pressure 700 kPa	NUREG-2215

Table 4. Load combination for normal transportation condition

	Applicable initial condition								
	Ambient T.		Insolation		Decay heat		Int. Pressure		Fab. Stress
	38°C	−29°C	Max	Zero	Max	Zero	Max	Min	
Reduced external pressure	○		○		○		○		○
Increased external pressure		○		○		○		○	○
Free drop (0.3 m)	○		○		○		○		○
		○		○		○		○	○

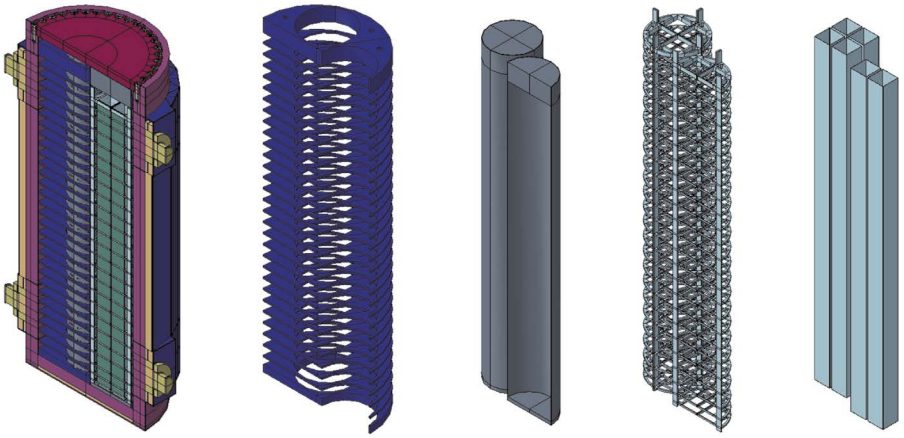


Fig. 8. Structural evaluation model.

Table 5. Load combination for normal storage condition

Load comb.	Dead load	Live load	Handling load	Pressure	Thermal load	Wind load	Seismic/ Flood	Drop/ Overturn
1	D	L		P				
2	D		H	P				

Table 6. Evaluation result under 0.3m vertical drop condition with initial preliminary design

Component	Material	Allowable stress [MPa]		Max. stress [MPa]	Result
Carrier	SA240-304	Pm	138.0	226.9	NG
		Pm + Pb	207.0	227.1	NG
MPC	SA240-316L	Pm	115.0	67.2	OK
		Pm + Pb	173.0	70.5	OK
MPC inner structure	SA240-316L	Pm	115.0	75.8	OK
		Pm + Pb	173.0	117.4	OK
Basket	SA240-316L	Pm	115.0	22.8	OK
		Pm + Pb	173.0	47.9	OK

치를 만족한다. 또한, 운반용기 외부표면으로부터 2m 거리에서의 방사선량률은 0.05 mSv hr^{-1}로 평가되었으며, 이 역시 원안위에서 규정하고 있는 0.1 mSv hr^{-1}의 제한치를 만족하는 값이다.

3.2. 다목적 캐니스터 적재용기의 구조 평가

3.2.1. 구조 해석 모델

운반 및 저장용기의 구조 해석에 사용한 전산프로그램은 ABAQUS [8] 유한요소 해석 프로그램을 사용하였으며, 해석 모델은 격납구조(용기본체, 뚜껑, 뚜껑볼트 등)뿐만 아니라, 그에 부착되어 있는 비격납구조(중성자차폐체, 중성자차폐체 커버 등)도 포함하였다. 운반 및 저장용기의 모든 조건의 구조 해석에는 동일 모델을 사용하였다. 구조해석은 하나의 기본 유한요소 해석 모델을 초기 조건과 경계 조건을 달리 적용하여 모든 해석에 사용하였다. 해석 모델은 용기의 대칭성을 고려하여 1/2 축대칭 모델(용기의

Table 7. Evaluation result under 0.3 m vertical drop condition with modified preliminary design

Component	Material	Allowable stress [MPa]		Max. stress [MPa]	Result
Carrier	SA240-304	Pm	138.0	95.2	OK
		Pm + Pb	207.0	103.2	OK
MPC	SA240-316L	Pm	115.0	65.8	OK
		Pm + Pb	173.0	66.2	OK
MPC inner structure	SA240-316L	Pm	115.0	53.0	OK
		Pm + Pb	173.0	56.2	OK
Basket	SA240-316L	Pm	115.0	12.5	OK
		Pm + Pb	173.0	12.9	OK

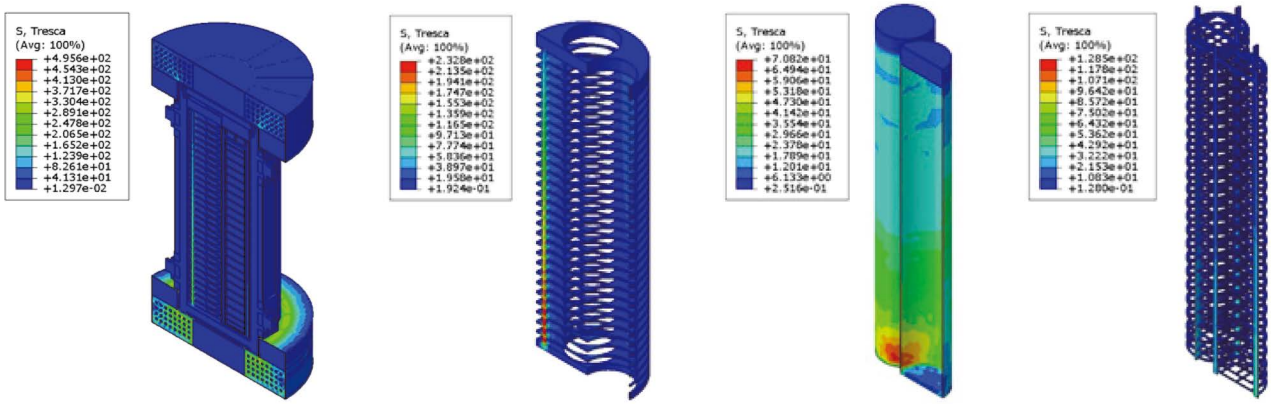


Fig. 9. Stress contour under 0.3 m vertical drop condition with initial preliminary design.

180° 부분만 나타냄)로 구성하였으며, 모델은 757,562개의 절점과 537,195개의 솔리드요소를 적용하였다. 해석에 사용한 솔리드요소는 ABAQUS에서 제공하는 사각형 8절점 요소(C3D8R)를 사용하였다. 해석 모델의 전체 형상 및 내부 구성요소는 Fig. 8과 같고, 적용된 재료물성은 ASME Code를 참조하였으며 Table 2와 같다[9,10].

3.2.2. 하중 및 외압 적용요건

운반용기의 설계에 적용되는 하중 및 외압 적용요건은 원자력안전위원회고시 제2021-02호, IAEA Safety Standards No. SSR-6, 10CFR 71, Regulatory Guide 7.6 및 7.8 등에서 규정하고 있으며[11-15], 저장용기의 설계에 적용되는 하중 및 외압 적용요건은 NUREG-2215 및 10CFR 72 등에서 규정하고 있다[16,17]. 운반용기 및 저장용기에 대한 정상조건의 하중 조건은 Table 3과 같으며, 낙하 해석에 적용된

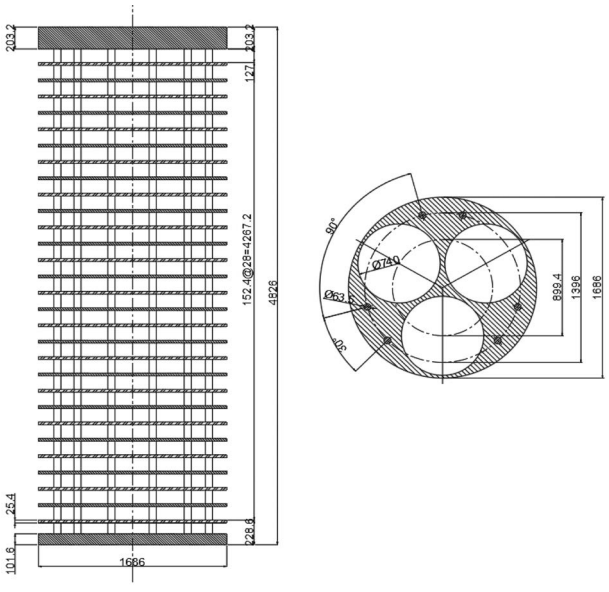


Fig. 10. Modified design of the MPC carrier.

Table 8. Structural evaluation results under normal transportation condition [Unit: MPa]

Component		Stress	Allowable stress	Red. P.	Inc. P.	Drop (lateral)	Drop (vertical)
Overpack	Lid bolt	Average	644	229.8	217.5	457.3	457.4
		Shear	386	3.2	6.5	12.1	12.6
		Maximum	966	243.6	218.0	495.6	504.5
	Lid	Pm	264	16.6	21.5	58.5	58.9
		Pm + Pb	396	25.5	38.1	113.1	108.0
	Body	Pm	161	3.2	0.5	14.5	19.8
		Pm + Pb	242	7.9	1.2	15.8	25.4
	Bottom plate	Pm	161	6.1	0.1	10.7	6.3
		Pm + Pb	242	10.5	0.1	13.4	19.7
Carrier		Pm	138	–	–	95.2	88.3
		Pm + Pb	207	–	–	103.2	88.8
MPC	Lid	Pm	115	2.4	–	5.0	9.5
		Pm + Pb	173	8.1	–	15.5	21.4
	Body	Pm	115	40.1	–	65.8	49.1
		Pm + Pb	173	40.5	–	66.2	49.5
	Bottom plate	Pm	115	7.4	–	26.5	8.6
		Pm + Pb	173	14.0	–	33.9	19.0
Inner structure		Pm	115	–	–	53.0	51.2
		Pm + Pb	173	–	–	56.2	51.8
Basket		Pm	115	–	–	12.5	11.0
		Pm + Pb	173	–	–	12.9	11.2

가속도 값은 운반용기 강체 모델의 충격해석을 통해 도출된 최대 가속도 값을 보수적으로 적용하였다. 적용된 하중 조합은 원자력안전위원회고시 제2021-02호와 Regulatory Guide 7.8 및 NUREG-2215에 정의된 하중 조합에 따라 Table 4 및 Table 5와 같이 적용하였다.

3.2.3. 구조 평가 결과

운반용기의 격납구조에 대한 응력 제한치는 Regulatory Guide 7.6과 ASME Code, Section III, Division 3에 규정되어 있으며, 저장용기의 경우 ASME Code, Section III, Division 1에 규정되어 있다[21-24]. 용기의 구성품 중 오버팩과 MPC의 본체는 ASME의 구성요소 분류 중 NB 요건을 적용하고, 바스켓, 캐리어 그리고 기타 내부 구조물은 NG 요건을 적용하였다. 하중 조합 가운데 비교적 가혹한 조건인 운반 조건 0.3 m 수직낙하에서 허용응력을 상회하는 결과가 도출되었으며, 최대응력값과 응력분포는 Table 6 및 Fig. 9와 같다. 이에 대한 원인으로는 캐리어 초기 개념(안)에서 다목적 캐니스터를 지지하는 디스크형 리브를 체결하는 핀들의 지지력이 강하지 못해 수직낙하 충격하중 전달 시 편심이 걸려 높은 굽힘응력이 발생한 것으로 분석되었다.

지지봉에 가해지는 굽힘응력을 완화하기 위해서 리브 지지봉의 개수를 늘리고, 캐리어 자체의 자중을 낮추는 방안을 적용하였다. 따라서 Fig. 9와 같이 다목적 캐니스터 지지 리브를 SA240-304 단일 재질에서 알루미늄 재질의 리브를 SA240-304 재질 리브와 번갈아 삽입하였으며, 지지봉의 수를 3개에서 6개로 늘렸다. 수정된 개념으로 다시 수직낙하 조건에 대한 해석을 수행한 결과 Table 7과 같이

Table 9. Structural evaluation results under normal storage condition [Unit: MPa]

Component		Stress	Allowable stress	Load combination 1 (D + L + P)	Load combination 2 (D + H + P)
Overpack	Lid bolt	Average	644	457.4	464.6
		Shear	386	12.1	11.8
		Maximum	966	495.8	484.5
	Lid	Pm	264	47.0	47.7
		Pm + Pb	396	84.2	85.6
	Body	Pm	161	4.6	31.9
		Pm + Pb	242	5.7	66.1
	Bottom plate	Pm	161	1.8	5.4
		Pm + Pb	242	2.9	14.7
Carrier		Pm	138	3.2	25.5
		Pm + Pb	207	3.4	37.1
MPC	Lid	Pm	115	2.5	3.1
		Pm + Pb	173	8.4	10.1
	Body	Pm	115	41.0	46.9
		Pm + Pb	173	41.4	47.4
	Bottom plate	Pm	115	8.1	12.9
		Pm + Pb	173	14.6	18.6
Inner structure		Pm	115	1.8	18.0
		Pm + Pb	173	1.9	18.9
Basket		Pm	115	0.4	6.5
		Pm + Pb	173	0.4	6.9

최대응력이 허용응력 이하로 평가되었다. 캐리어 개념을 수정한 후 운반 조건의 다른 하중 조합에 대한 구조평가 결과는 Table 8과 같으며, 자유낙하의 경우 최대응력이 나타난 하중 조합 케이스의 결과를 기술한 것이다. Table 9는 저장 조건의 하중 조합에 대한 평가 결과이며, 모든 조건에서 허용응력 값 이내로 도출되었다.

4. 결 론

본 연구에서는 사용후핵연료의 운반-저장-처분에 활용 가능한 다목적 캐니스터 취급 보조 설비인 캐리어의 예비개념을 도출하고 설계 타당성을 확인하였다. 다목적 캐니스터는 저장용량의 한계로 인해 운반 및 저장 시 효율이 떨어진다는 단점이 있어 캐리어라는 보조 설비를 활용할 필요가 있다. 국외에서 도출된 개념은 다목적 캐니스터 4기를 수용할 수 있도록 도출되었으나, 국내에서 활용하기에는 운반용기의 중량 과다 문제가 있고 제작 시 구조상 용접이 용이하지 않다는 문제점을 발견하였다. 따라서 본 연구에서는 다목적 캐니스터 수용량을 줄이고 제작이 보다 용이할 수 있도록 캐리어의 구조를 변경하였다. 그리고 초기 예비개념에 대한 구조 평가 결과를 바탕으로 설계를 보완하였으며, 임계·차폐·구조 성능 평가 결과를 만족시키는 결과를 도출하였다. 현재까지 다목적 캐니스터에 대한 연구는 국내에서 진행 중인 단계이지만, 향후 상용화 단계까지 도달하면 운반·저장 시 효율성 향상을 위해 본 연구에서 도출된 보조 설비의 예비개념을 활용할 수 있을 것으로 기대된다.

사 사

본 연구는 산업통상자원부 에너지기술평가원 기술개발 과제(No. 20211710200010B)의 연구비를 지원받아 수행되었습니다.

참고문헌

1. Heikki R and Jukka-Pekka S. 1996. Design report of the canister for nuclear fuel disposal, POSIVA-96-13.
2. Energy Solutions. 2013. Task Order 12: Standardized Transportation, Aging and Disposal Canister Feasibility Study.
3. US DOE. 1997. Topical Report on Actinide-Only Burnup Credit for PWR Spent Nuclear Fuel Packages, Rev.1.
4. ORNL. 2011. Scale: A Comprehensive Modeling and Simulation Suite for Nuclear Safety Analysis and Design, ORNL/TM-2005/39 Version 6.1.
5. NSSC Rule No. 29. 2021. The Rule on Technical Standards for Radiation Safety Management.
6. Pelowitz DB. 2013. MCNP6 USER'S MANUAL (Version1.0) LA-CP-13-00634 Rev.0.
7. ICRP. 1996. Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation, ICRP Publication 74.
8. DASSAULT SIMULIA, ABAQUS. 2017.
9. American Society of Mechanical Engineers. 2019. ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section II, Part A-Ferrous Material Specifications, 2019 Edition.
10. American Society of Mechanical Engineers. 2019. ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section II, Part D-Properties, 2019 Edition.
11. NSSC Notice 2021-02. 2021. The Regulation on the packaging and transportation of radioactive materials.
12. IAEA Safety Standards No. SSR-6. 2012. Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, International Atomic Energy Agency, 2012 Edition.
13. Title 10, Code of Federal Regulations Part 71 (10CFR71). 2012. Packaging and Transportation of Radioactive Material.
14. US Nuclear Regulatory Commission. 1978. Regulatory Guide 7.6, Design Criteria for the Structural Analysis of Shipping Cask Containment Vessels.
15. US Nuclear Regulatory Commission. 1989. Regulatory Guide 7.8, Load Combinations for the Structural Analysis of Shipping Casks for Radioactive Material.
16. US Nuclear Regulatory Commission. 2020. NUREG-2215, Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems and Facility.
17. Title 10 of the Code of Federal Regulations. 2012. Part 72. Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel, High-Level Radioactive Wast, and Reactor Related Greater than Class C Waste.
18. Korea Electric Association. 2015. KEPIC STA, Design Load.
19. CMAA#70. 1998. Specifications for Electric Overhead Traveling Cranes, Crane Manufacturers Association of America.
20. ANSI-N14.6. 1993. Special Lifting Devices for Shipping Containers Weighing 10,000 Pounds or More.
21. American Society of Mechanical Engineers (ASME). 2019. Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Division 3, Containments for Transportation and Storage for Spent Nuclear Fuel and High Level Radioactive Material and Waste, 2019 Edition.
22. American Society of Mechanical Engineers. 2019. ASME Code, Section III, Division 1, Subsection NB, 2019 Edition.
23. American Society of Mechanical Engineers (ASME). 2019. Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Division 1, Subsection NG, Core Support Structures, 2019 Edition.
24. American Society of Mechanical Engineers (ASME). 2019. Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Division 1, Appendix F, Rules for Evaluation of Service Loadings with Level D Service Limits, 2019 Edition.