Journal of RADIATION INDUSTRY
Vol. 19, No. 3, pp. 353-364, 2025
https://doi.org/10.23042/radin.2025.19.3.353

Technical article

경수로 사용후핵연료 재포장시설 내 주요 설비 개념설계

이상환[1,*] · 신창민[1] · 강현구[1] · 김승현[1] · 윤상혁[1] · 문태철[1]

[1]한국원자력환경공단 고준위기술개발원

Conceptual Design of Key Equipment in Encapsulation Plant for PWR Spent Nuclear Fuel

Sang-Hwan Lee[1,*], Chang-Min Shin[1], Hyungoo Kang[1], Seung-Hyun Kim[1], Sanghyuk Yun[1], and Tae-Chul Moon[1]

[1]HLW Technology Development Institute, Korean Radioactive Waste Agency, 174, Gajeong-ro, Yuseong, Daejeon 34129, Republic of Korea

ABSTRACT This study presents the conceptual design of key equipment for an encapsulation plant intended for the final disposal of pressurized water reactor (PWR) spent nuclear fuel (SNF). Due to differences in design standards between dry storage and disposal systems, SNF must be repackaged into dedicated disposal casks prior to emplacement. The design was developed by considering domestic storage and disposal conditions, as well as anticipated throughput. The plant is composed of ten functional zones, including cask receiving, canister cutting, fuel handling, disposal cask welding, and decontamination. Major equipment required for each zone was identified and conceptually designed based on functional requirements, performance specifications, and relevant design codes. Core systems such as the overhead crane, bolt tightening/loosening manipulator, clamshell cutting station, fuel handling system, friction stir welding system, and decontamination chamber were configured to support remote operation, shielding, and automation under high-radiation environments. Design parameters were derived by referencing both the specifications of canisters from domestically promising dry storage systems and the disposal cask concept proposed through a national radioactive waste management R&D project. International standards such as KEPIC, ASME, ANSI, and ISO were applied. The proposed design is expected to ensure ALARA-level radiation protection, improve operational efficiency, and serve as a foundational reference for advancing high-level radioactive waste (HLW) management programs in Korea.

Key words: Spent nuclear fuel, Storage, Disposal, Repackaging, Encapsulation plant

1. 서 론

사용후핵연료는 원자로에서 핵연료가 사용된 후 방사선과 열을 지속적으로 방출하는 고준위 방사성폐기물이다. 대부분의 국가들은 이러한 사용후핵연료를 안전하게 관리하기 위해 우선 중간저장시설에 일정 기간 보관한 뒤 지하 암반에 처분하는 전략을 채택하고 있다[1]. 중간저장은 사용후핵연료의 높은 열과 방사선량을 감소시키고 정책적으로 처분시설 부지선정 지연 등에 대응할 수 있다는 점에서 필수적인 단계이다[2]. 그러나 최종 처분을 위해서는 사용후핵연료를 처분용기에 밀봉해야 하며, 이때 일반적으로 중간저장에 사용된 용기와 처분 단계에서 요구되는 용기는 설계 기준이 상이하다. 예를 들어, 처분용기의 경우 지하 처분환경에서 수천 년간 구조적 건전성을 유지할 수 있도록 높은 내부식성이 요구되며[3], 주변 완충재의 온도제한(약 100°C)으로 인해 허용 온도도 낮게 설정되는 등 재료의 부식 및 열적 안전성 부분에서 저장용기보다 엄격한 성능 기준을 갖고 있다[4]. 이러한 차이로 인해 동일한 용기를 저장과 처분 단계에 그대로 활용하기 어려우며, 결국 대부분의 국가들은 중간저장 단계 이후 사용후핵연료를 인출하여 처분용기로 재포장하는 과정을 거칠 계획이다[1,5-9]. 재포장은 각 관리 단계의 기술적 요구 조건을 충족하도록 설계된 용기에 사용후핵연료를 인출 및 재장입하여 밀봉하는 절차를 의미한다. 국제적으로 선도국가인 핀란드와 스웨덴은 이미 처분시설 건

ISSN 1976-2402 **http://www.ksri.kr/**

Copyright© 2025 by Korean Society of Radiation Industry

***Corresponding author:** Sang-Hwan Lee
Tel: +82-42-601-5355, Fax. +82-42-601-5389, E-mail: mlsh87m@korad.or.kr

Received 4 July 2025 **Revised** 7 July 2025 **Accepted** 9 July 2025

설 승인을 받으면서 재포장시설의 건설 및 상세 설계를 완료하였고[10,11], 미국과 캐나다 등도 개념설계를 제시한 바 있다[12,13]. 이처럼 사용후핵연료 재포장은 중간저장과 처분을 연계하는 사용후핵연료 관리의 핵심 단계이며, 안전하고 효율적인 재포장 기술의 확보가 각국의 고준위폐기물 관리 정책에서 중요한 과제로 대두되고 있다.

국내에서 사용후핵연료 재포장시설에 대한 연구는 시작 단계로, 국외 선도국의 사례를 그대로 적용하기 어려운 여러 이유가 존재한다. 국내의 경우 연간 처분 용기 재포장 수가 핀란드 등보다 훨씬 많을 것으로 추정된다. 실제로 핀란드의 경우 연간 약 40개의 처분용기를 재포장 할 계획을 가지고 있으나, 국내에서는 국가 정책 및 사용후핵연료 발생량을 고려할 때 매년 최소 264개의 처분용기(4다발용 기준)를 재포장해야 할 것으로 분석되고 있다[14]. 이처럼 규모와 운용상의 차이가 크기 때문에, 재포장시설의 주요 설비에 대한 설계는 국내 조건에 맞춰 별도의 최적화가 필요하다. 또한 재포장 작업은 본질적으로 방사성 물질을 직접 취급하고 추가적인 취급 단계를 수반하기 때문에 작업자 피폭관리, 설비 가동률, 2차 폐기물 발생 등에서 도전과제가 있다. 본 연구의 선행 연구에서는 국내 상황에 부합하는 재포장시설의 개념을 정립하기 위해 시설 배치와 운영 절차, 공정 흐름 등을 초기 수준에서 제시하였다[15]. 이러한 개념설계(안)은 향후 국내 재포장시설 설계의 기초가 될 수 있는 청사진을 제시한 것으로서 의의가 있지만, 세부 핵심 설비의 설계에 대해서는 구체적인 분석과 최적화가 추가적으로 필요한 실정이다.

본 연구는 선행 재포장 개념설계(안)을 바탕으로 시설 내 핵심 설비들의 개념설계(안)을 도출하는데 초점을 맞춰, 각 설비의 기능적 요구사항과 설계변수를 분석하고 국내 사용후핵연료 관리 사업 양상에 최적화된 설계 대안을 도출하고자 한다. 특히 재포장시설이 원자력 관련 시설로서 갖추어야 할 안전 설계 원칙을 만족하도록 주요 설비들의 구성을 검토하고자 한다. 이를 통해 기존 연구보다 한층 구체화된 설계 정보를 제공함으로써, 향후 재포장시설 설계 및 건설 시 활용될 수 있는 기초 자료를 마련하고자 한다.

2. 사용후핵연료 재포장 구역 별 주요설비 도출 과정

사전 연구에서는 재포장 시설의 기능과 필요한 설비를 체계적으로 도출하기 위해, 먼저 재포장 공정 단계를 세분화하여 재포장 시설 내부를 총 10개의 구역으로 구분하였다[15].

각 구역의 명칭은 다음과 같다: ① 운반용기 인수 및 준비구역, ② 취급용기 이송구역, ③ 캐니스터 뚜껑 절단 구역, ④ 연료 취급 셀, ⑤ 처분용기 인수 및 준비 구역, ⑥ 처분용기 이송 구역, ⑦ 처분용기 용접 구역, ⑧ 처분용기 가공/검사 구역, ⑨ 처분용기 반출구역, ⑩ 폐캐니스터 제염 및 반출 구역이다. 이러한 공정 구역 구분은 사용후핵연료의 이동 경로와 작업 종류별로 공간을 분할한 것으로서, 각 구역마다 고유한 작업이 이루어진다.

구역별로 수행되는 주요 작업 내용과 순서를 정리한 후, 그 작업을 수행하는데 요구되는 구성 설비 목록을 도출하였다. 운반용기 인수 구역에서는 운반용기의 하역 및 개봉 작업이 이루어지며, 이에 따라 대형 인양장치와 개봉 설비가 필요하다. 캐니스터 뚜껑 절단 구역에서는 용접밀봉된 캐니스터를 절단하기 위한 설비가 요구된다. 이처럼 각 구역의 기능에 착안하여 필요한 설비를 식별하고, 해당 설비의 주요 기능을 정의하였다. 또한 설비마다 충족해야 할 성능 요건과 설계요건을 도출하여 개념설계에 반영하였다.

특히 본 연구에서는 도출된 설비들이 실제 사용될 캐니스터 및 용기 규격과 호환되는지 검토하였다. 현재 국내 발전소 및 중간저장에 사용될 예정인 건식저장 캐니스터와 운반용기, 그리고 현재 방폐물 관리 전담기관에서 기술개발과제를 통해 도출된 처분용기 개념(안)을 분석하여 설비 설계에 반영하였다. 예를 들면 운반용기 및 캐니스터의 제원을 고려하여 크레인 및 운반 설비의 성능을 결정하였고, 처분용기의 재질과 치수를 고려하여 용접 및 검사 설비의 방식을 선정하였다. 또한 핀란드 Posiva 및 미국 DOE의 재포장 시설 설계 보고서들을 참고[12,16]하여 필요한 설비의 종류를 검증하고 일부 기술요소에 반영하였다. 이러한 과정을 통해 재포장 시설에 필요한 주요 설비 목록(안)을 최종적으로 확정하였으며, 도출된 설비들은 다음 장에서 구체적인 개념 설계 내용을 설명하였다.

3. 사용후핵연료 재포장 주요 설비 개념설계

이 장에서는 앞서 도출된 재포장시설의 주요 설비들에 대한 개념설계를 구체적으로 설명한다. 재포장 공정의 순서에 따라, 크게 ① 운반/취급용기 취급 설비, ② 캐니스터 절단 설비, ③ 연료 취급 및 검사 설비, ④ 처분용기 취급 및 용접 설비, ⑤ 폐기물 처리 설비의 다섯 범주로 나누어 설비 개념을 제시한다. 각 설비에는 해당 설비의 기능적 역할과 개념 단계의 설계 특성을 기술하였다.

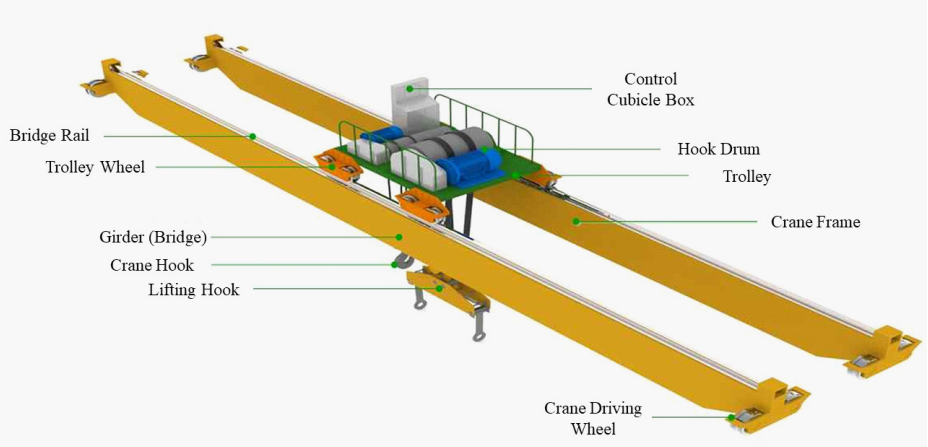
3.1. 운반/취급용기 취급 설비

재포장 작업의 초입 단계인 운반용기 인수 및 준비 구역에서는 운반용기를 반입한 뒤, 내부에 장입된 캐니스터를 인출하는 작업이 수행된다. 이 구역의 핵심 설비는 운반용기와 취급용기 등을 인양·이송하는 대형 오버헤드 크레인으로, Table 1에 주요 사양이 정리되어 있다. 본 크레인은 약 130~170톤에 달하는 중량물 인양이 가능하도록 설계되었으며, 거더는 작업 구역 전반을 커버할 수 있도록 충분한 폭을 갖는다. 개념설계된 크레인의 치수는 길이 25 m, 폭 4 m, 높이 1.8 m로, 운반용기뿐 아니라 이후 공정에서 사용되는 취급용기도 수직·수평 방향으로 취급할 수 있다.

크레인에는 취급 대상에 따라 교체 가능한 인양 요크와 어댑터가 장착된다. 운반용기 인양 시에는 측면 트러니언에 체결되는 전용 요크를 사용하며, 취급용기 인양 시에도 해당 용기에 적합한 요크를 적용한다. 뚜껑 인양에는 중앙 인양 고리에 체결하는 어댑

Table 1. Specifications and performance of the overhead crane

Specification Name		Standard/Specification					
Hoisting Capacity	Main Hook	200 Ton					
	Sub Hook	50 Ton					
Test Load		187.5 Ton					
Lift		10 M					
Span		15 M					
		Speed (M/Min)			Motor	Brake	Control
		Low	Medium	High			
Hoisting		1.22	1.52	2.1	40 Kw*6 P	2*AC-DC MAG	Inverter
Trolley Traversing		10.7	15.2	22.9	20 Kw*6 P	AC-DC MAG	Inverter
Bridge Travelling		15.2	22.9	30.5	15 Kw*6 P	AC-DC MAG	Inverter
Rail	Trolley	37 Kg/M					
	Bridge	100 Kg/M					
Wire Rope		φ25.8. 6*Fi(29). IWRC. B. Z.					
Power supply		AC 440 V, 60 Hz, 3 P					



터를 사용하고, 캐니스터 인양을 위한 전용 어댑터 또한 동일 방식으로 운용된다. 이처럼 다양한 인양 장치를 활용함으로써 하나의 크레인으로 운반용기, 취급용기, 캐니스터 및 각종 뚜껑 부품까지 모두 원격으로 안전하게 취급할 수 있다.

해당 크레인은 고방사선 환경에서의 원격 운전을 전제로 하며, 최대 200톤의 인양 하중과 ±5 mm 이내의 반복 위치 정밀도를 확보하도록 설계되었다. 인버터 기반의 전동 제어 시스템을 통해 정밀하고 안정적인 운전이 가능하며, 구조 설계는 KEPIC MCN [17] 및 ASME B30.2 [18] 기준을 준용하였다. 또한 다양한 형태의 구성품을 효율적으로 취급할 수 있도록 요크 및 어댑터는 모두 교체형 구조로 설계되었고, 주요 인양 구성요소(브레이크, 와이어로프, 제어회로 등)에 이중화 설계를 반영함으로써 중량물 낙하 방지 기능을 확보하였다.

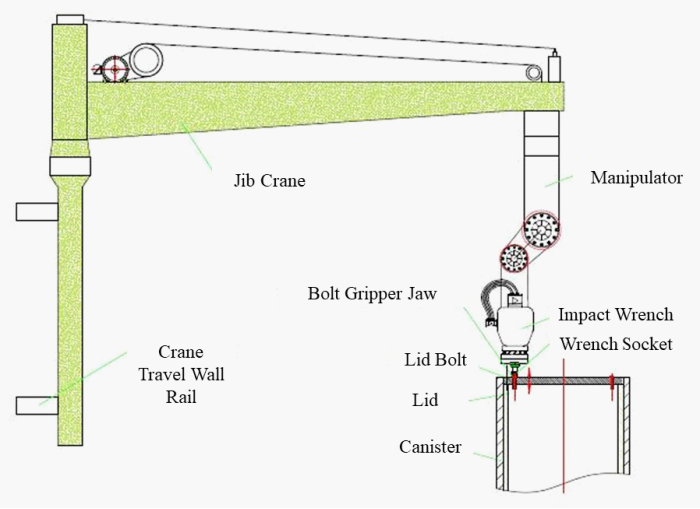
운반용기 및 취급용기의 뚜껑 해체 작업을 원격으로 수행하기 위한 설비도 함께 적용되었다. 뚜껑은 다수의 볼트로 체결되어 있으며, 이를 Table 2와 같이 유압 또는 전동 구동 방식의 볼트 체결/분리 매니퓰레이터를 통해 해체 또는 재체결할 수 있도록 하였다. 이 설비는 다양한 볼트 형상과 배열 위치를 자동 인식하며, 반복 작업에서도 정밀하게 체결이 가능하도록 설계되었다. 또한, 용기별 요구 사양에 따라 체결 토크를 유연하게 조절할 수 있도록 구동 제어부가 구성되어 있으며 해당 설비는 방사선 환경에서의 사용을 위해 전자기 간섭 차폐 및 구동부 내구성 강화 등도 함께 반영되었다[19]. 이 설비는 용기 뚜껑의 해체 및 재조립 작업의 효율성과 안전성을 높이는 핵심 설비로서 타 공정에서도 공용 활용이 가능하다.

3.2. 캐니스터 뚜껑 절단 설비

운반용기에서 반출된 사용후핵연료 캐니스터는 격납용기이므로, 최종 처분을 위해 뚜껑 절단이 필요하다. 이 작업은 캐니스터 뚜껑 절단 구역에서 수행되며, 이곳에서는 캐니스터를 고정

Table 2. Specifications and performance of the bolt tightening/loosening manipulator

Specification Name	Standard/Specification
Rated Capacity	70 Kg
Material	A-182 F6NM
Weight	200 Kg



하고 원격으로 절단할 수 있는 특수 설비가 운용된다.

캐니스터는 앞선 운반용기 인수 및 준비 구역에서 취급용기 내부에 장전된 상태로 절단 구역으로 이송된다. 트롤리를 통해 운반된 취급용기는 크레인을 이용해 작업 셀과 도킹되며, 캐니스터가 장전된 취급용기는 인양되어 절단 스테이션에 안치된다. 캐니스터 절단 스테이션은 원통형 캐니스터 본체를 원격으로 절단하기 위한 장치이며, 주요 사양은 Table 3에 제시되어 있다. 본 설비는 산업용 절단 설비 안전 기준 ANSI B11 [20]과 공작기계 정밀도 기준 ASME B5.57 [21]을 준용하여 구조적 안정성과 작업 안전성을 확보하였다.

절단 스테이션은 캐니스터의 정밀 고정을 위한 안착 베드와 고정 클램프, 그리고 뚜껑 절단을 위한 크램쉘 커터로 구성된다. 크램쉘 커터는 반원형 구조에 원형 톱날 또는 커터를 부착하여 용기 외주를 따라 회전하면서 뚜껑과 본체의 경계부를 균일한 깊이로 절단하는 방식이다. 캐니스터의 기울기에 따라 절단 품질이 저하될 수 있으므로, 절단 중 수평을 자동으로 보정하는 기울기 조정 장치도 함께 포함되어 있다.

절단 과정에서 발생하는 금속 칩을 효과적으로 처리하기 위한 보조 설비도 배치되었다. 칩 진공 흡입기는 절단 직후 캐니스터 주변에 떨어진 칩을 원격으로 흡입·회수하며, 취급용기 차폐 슬라이드는 취급용기 개구부를 임시 폐쇄해 칩 유입을 방지한다. 크램쉘 커터 하단에는 칩 낙하 방지 패드도 설치되어, 튀는 칩을 물리적으로 차단하는 이중 안전장치 역할을 수행한다.

절단은 밀폐된 챔버 내부에서 이루어지며, 캐니스터 내부 방사성 물질의 비산을 방지한다. 또한 국소배기 장치와 여과 시스템을 통해 공정 중 발생하는 오염물질이 제어된다. 이러한 절단 시스템을 통해 작업자 개입 없이 캐니스터를 안전하게 개봉할 수 있다.

3.3. 사용후핵연료 취급 및 검사 설비

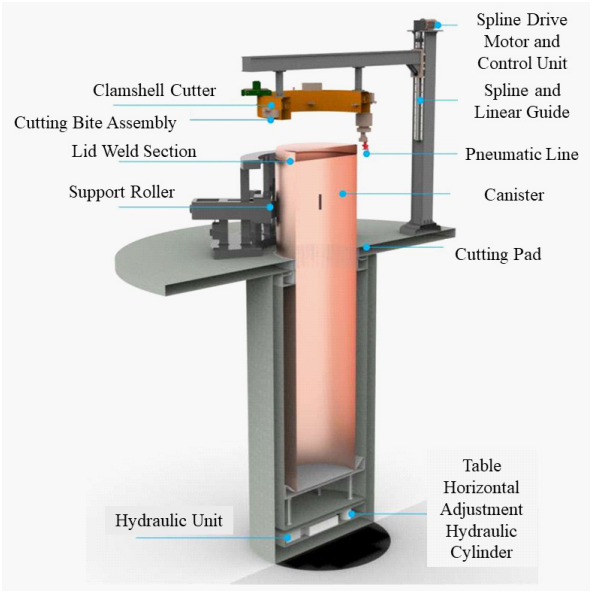
연료 취급 셀 구역은 사용후핵연료 집합체를 캐니스터에서 인출하여 처분용기에 장전하는 핵심 작업 공간이다. 해당 구역은 두꺼운 방사선 차폐 콘크리트 구조의 핫셀 형태로 구성되어 있으며, 내부에는 원격 조작 크레인과 각종 보조 설비가 설치된다. 이 가운데 가장 중요한 설비는 연료 인양 크레인 또는 기중기 형태의 연료 취급 설비로, Table 4에 제시된 바와 같이, 본 개념설계(안)에서는 천장 설치형 브릿지 크레인에 연결되어 동작하는 시스템을 적용하였다.

연료 취급 설비는 연료 집합체의 기계적 손상을 방지하면서 고정밀 위치 제어가 가능하도록 설계되었으며, ±2 mm 이내의 반복 정밀도와 3축 방향 정밀 제어 기능을 갖춘 전동 구동 크레인이 적용되었다. 전 과정은 고방사선 환경에서 작업자의 직접 개입 없이 원격으로 수행되며, 영상 모니터링 및 모사체를 통해 연료 위치 정합성을 사전에 검증할 수 있도록 하였다. 본 설비는 방사성 물질 취급 설비의 설계 기준인 ANSI N14.6 [22] 및 관련 크레인 안전 기준인 ASME B30.2 [18]을 참고하여 설계되었다.

연료의 안전한 이송을 위해, 연료 취급 셀에는 취급용기와 처분용기를 밀폐 상태로 접속할 수 있도록 도킹 스테이션이 설치된다. 셀 벽에는 두 종류의 도킹 스테이션이 마련되며, 주요 사양은 Table 5에 제시되어 있다. 하나는 캐니스터가 장전된 취급용기 도킹 스테이션으로, 취급용기를 셀에 밀착 고정하고 차폐문을 연동

Table 3. Main Specifications and Components of the Canister Cutting Station

Equipment Name	Specification
Clamshell Cutter Lathe	Ø20 mm, Pneumatic Drive
Clamshell Cutter Manipulator	PLC Program Control
Spline & Linear Guide Assembly	Spline & Linear Guide
Spline Drive Motor & Control Unit	3.0 kW
Table Horizontal Adjustment Hydraulic Cylinder	Hydraulic powered, Cylinder stroke 10 cm
Cutting Chip Vacuum Suction Device	5,000 Watts
Cutting Chip Pad	Rubber & S/S, Thickness: 10 mm
Power Supply	AC 440 V, 60 Hz, 3 P



시켜 내부를 연결하는 구조이다. 다른 하나는 비어 있는 처분용기 도킹 스테이션으로, 처분용기를 셀 벽에 결합하여 연료를 장전하는 데 사용된다.

처분용기 도킹 스테이션은 결합 후 셀과의 기밀 상태를 유지하고, 내부 뚜껑이 닫힌 상태에서도 진공 유지 또는 아르곤 충전 등의 준비 작업을 수행할 수 있도록 구성된다. 자기 인양 장치를 통해 뚜껑 인양이 가능하며, 볼트의 자동 체결·해체 기능도 포함되어 있어 연료 장전 전후의 개폐 작업을 원격으로 수행할 수 있다.

도킹 설비는 ±1 mm 이내의 위치 정합도와 높은 기밀 유지 성능을 확보하도록 설계되었으며, 공기압 방식의 이중 팽창 씰을 통해 방사성 물질 누설을 효과적으로 차단한다. 본 설비는 ANSI N14.5 [23] 기준을 모두 준용하였으며, 자동 개폐 및 체결 메커니즘은 전 과정 원격 운전을 전제로 구성되었다.

셀 내부에는 연료 취급 설비 외에도 다양한 보조 설비가 마련된다. 먼저 캐니스터에서 꺼낸 연료 집합체는 장전에 앞서 결함 여부를 확인하기 위한 검사를 거친다. 이를 위해 연료 검사 설비가 설치되며, 원격 카메라를 통해 외관을 확인하고, 누설 검사 또는 필요 시 비파괴검사(Non-Destructive Testing, NDT)를 통해 구조적 결함 유무를 판별할 수 있도록 구성되었다. 검사는 연료를 집게로 잡아 검사용 챔버에 삽입한 후 밀봉된 상태에서 수행되며, 결함 연료로 판정될 경우에는 셀 내 결함 연료 보관 튜브에 일시적으로 격리 보관된다. 이 튜브는 길이 약 4.25 m의 원통형 구조이며, 1다발의 연료를 안전하게 수용할 수 있다. 또한 처분용기에 적재되지 않고 여분으로 남는 연료 다발은 잔여 연료 보관 튜브에 임시 보관된다. 이처럼 보조 설비를 통해 재포장 공정 중 발생 가능한 결함 연료 및 잉여 연료를 효과적으로 관리할 수 있다.

끝으로, 연료 취급 셀의 유지보수를 위한 정비 시스템도 고려되었다. 고방사선 환경으로 인해 작업자가 직접 진입할 수 없으므로, 세정 및 간단한 설비 교체가 가능한 원격 장치가 필요하다. 본 설계(안)에서는 바닥에 설치된 수처리·제염 호스, 경량 부품 반출입용 소형 매니퓰레이터, 공구 투입구 등으로 구성된 정비 시스템을 도입하였다. 이를 통해 셀 내 벽체나 구조물의 오염을 주기적으로 세정하고, 소모품 교체 및 간단한 수리를 원격으로 수행할 수 있다.

Table 4. Specifications and Performance of the Spent Nuclear Fuel Handling Equipment

Specification Name		Standard/Specification			
Hoisting Capacity	Gripper	1.5 Ton			
	Mast	0.7 Ton			
Test Load		1.9 Ton			
Lift	Gripper	2.5 M			
	Mast	6 M			
Span		2.5 M			
		Speed (M/Min)	Motor	Brake	Control
Lifting		5	10 Kw*6 P	2*AC-DC MAG	Inverter
Rotating		10	70 BAR 5.0 KW*4 P	AC-DC MAG	Inverter
Trolley Transferring		12	5.0 Kw*4 P	AC-DC MAG	Inverter
Bridge Travelling		20	3.0 Kw*4 P	AC-DC MAG	Inverter
Rail	Main Crane	15 Kg/M			
	Trolley	15 Kg/M			
Power supply		AC 440 V, 60 Hz, 3 P			

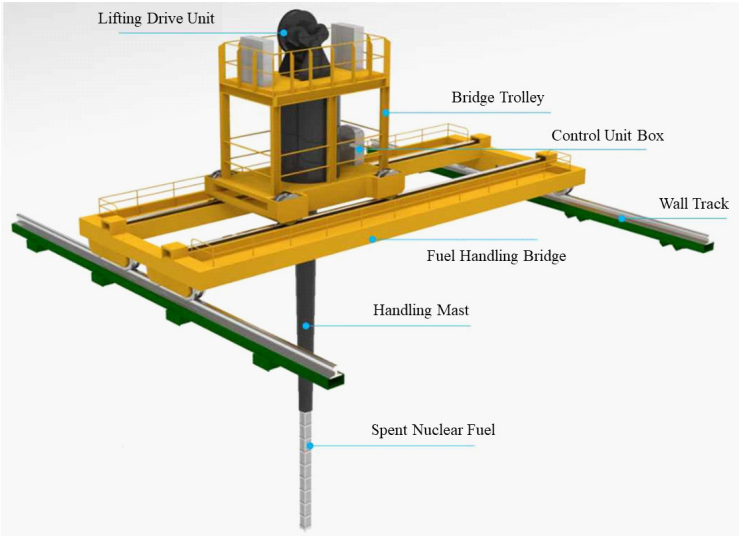


Table 5. Specifications and Performance of the Docking Station

Specification Name	Standard/Specification
Docking Station Width & Height	300 cm × 100 cm
Expansion Seal (Material, Diameter)	Polyurethane Elastomer Material, φ15 mm
Docking Hatch	Upper and lower dual air expansion seals, motor-driven
Air Compressor	Design: 5HP, 380Volts, 2Phase

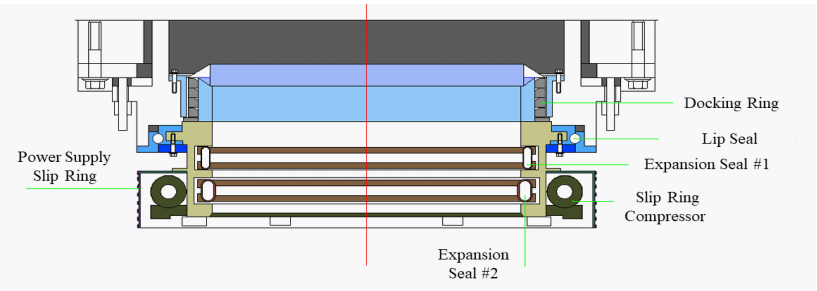
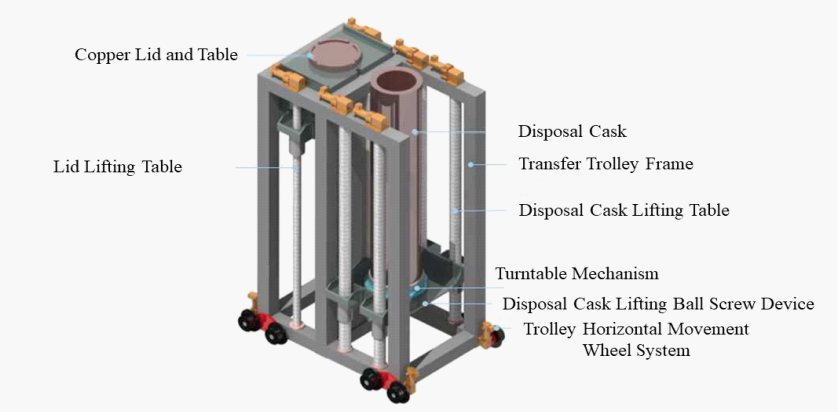


Table 6. Specifications and Performance of the Disposal Cask Transfer Trolley

Specification Name	Standard/Specification		
Capacity	40 Ton		
Test Load	43.8 Ton		
Lifting Height	2.5 M		
Rail Gauge	2.5 M		
	Speed (M/Min)	Motor	Control
Lifting	0.5	10 KW*6 P	Inverter
Rotating	0.1 RPM	8.0 KW*4 P	Inverter
Trolley Transferring	5	1.5 KW*4 P	Inverter
Rail	CR-100 KG/M		
Power	AC 440 V, 60 Hz, 3 P		
CCTV Camera	5CH UHD		



3.4. 처분용기 취급 및 검사 설비

사용후핵연료가 처분용기에 정상적으로 장전되고 내부 주철용기의 내부 뚜껑이 닫히면, 이후 단계에서는 처분용기의 밀봉 용접과 검사 작업이 수행된다. 처분용기는 내부 뚜껑과 외부 뚜껑으로 구성되며, 내부 뚜껑은 연료 장전 후 볼트 체결 방식으로 닫고, 외부 뚜껑은 영구 밀봉을 위해 용접된다. 이러한 처분용기의 취급 및 밀봉 작업은 처분용기 이송 구역부터 용접 및 검사 구역까지 일련의 설비를 통해 연계된다.

먼저, 처분용기 인수 및 준비 구역에서는 빈 처분용기를 작업장으로 반입하여 연료 장전을 준비한다. 이때 직접 인양은 비효율적이므로 철골 격자형의 처분용기 인양 프레임을 활용하여 수직 인양 및 트롤리 적재를 용이하게 한다. 프레임 상단에는 인양용 훅 또는 루프가 마련되어 있어 크레인 연결이 간편하도록 설계되었다.

연료 장전이 완료된 처분용기는 처분용기 이송 구역으로 이동하며, Table 6에 제시된 이송 트롤리를 통해 용접 위치까지 수평 이동된다. 트롤리는 바닥 레일을 따라 주행하며, 자체 리프팅 베드를 통해 처분용기 높이 조절이 가능하다. 베드 상단에는 회전 테이블이 장착되어 용기를 원하는 방향으로 정렬할 수 있으며, 회전 중 발생할 수 있는 미세한 기울기를 자동으로 보정하는 기울기 조정 장치도 포함되어 있다. 또한, 트롤리에는 별도의 구리뚜껑 적재 테이블 리프트 기능이 포함되어 있어, 외부 뚜껑을 정확하게 위치할 수 있도록 설계되었다. 이와 같은 시스템을 통해 처분용기를 안전하게 용접 스테이션까지 이송하고 정밀하게 정렬할 수 있다.

이송 트롤리는 최대 150톤 이상의 하중을 안정적으로 지지할 수 있도록 설계되었으며, ±10 mm 이내의 정지 위치 정밀도를 확보하여 연계 설비 간 정렬 정확성을 유지한다. 주행 중 리미트 스위치 및 센서 기반 충돌 방지 시스템이 작동하며, 전동 및 수동 운전이 모두 가능하다. 설계는 ANSI MH27.1 [24] 기준을 준용하여 구조적 안정성과 제+동 안전성을 확보하였다.

처분용기 용접 구역에서는 외부 구리뚜껑을 영구 밀봉하기 위한 마찰교반용접(Friction Stir Welding, FSW) 공정이 수행된다. 본 설계에서는 용접 전 전처리 스테이션을 통해 플랜지 접촉면의 산화물을 제거하고 표면을 평활화하며, 구리 재질 특성에 맞춘 예열 공정을 선행하도록 하였다. 이후 Table 7에 제시된 용접 설비를 통해, 용기 상부에 장착된 링 구조의 장치가 회전 이동하면서 뚜껑과 용기 본체를 용접한다.

본 용접 설비는 용입 깊이 10 mm 이상, 비드 폭 편차 ±1 mm 이내를 기준으로 제어되며, 열 입력은 ±5°C 이내로 유지되도록 자

Table 7. Specifications and Performance of the Welding Station

Equipment Name	Specification
Welding Head	110 kW, 3 Phase, Inverter
Head Spindle	40~1,270 rev/min
Welding Tool	Special cutting steel
Linear Ball Bearing Track	Linear ball bearing bed
Lid Clamping Assembly	4*Hydraulic cylinders, 2 KN
Rear Backup Roller	Hydraulic cylinder & Ball bearing roller, 5 KN
Control Unit	Control panel
Sensors	Thermocouple, Position Sensor, Laser Sensor
Camera	Proximity Camera

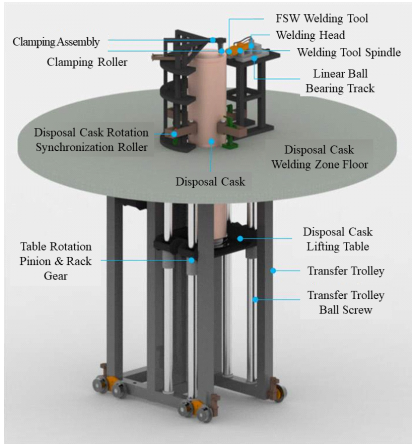


Table 8. Specifications and Performance of the Weld Machining System

Equipment Name	Specification
Multi-Joint Robot	5-Axis Robot
Milling Cutter Motor	5.0 KW*6 P (1,000~15,000 RPM), PLC, INVERTER
Milling Cutter Gearbox	Speed control min. 5 steps
Face Milling Cutter	6 in. Face Milling Cutter
Eccentricity Laser Measuring Instrument	Laser Distance Sensor
Disposal Canister Rotation Centering & Support Roller	Rubber Roller & Ball Bearing
Machining Chip Pad	Rubber & S/S, Thickness: 10 mm
Power Supply	AC 440 V, 60 Hz, 3 P

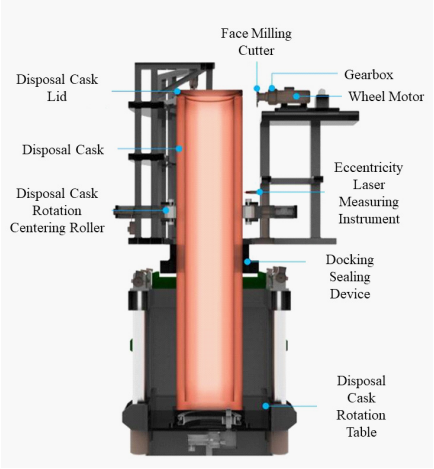
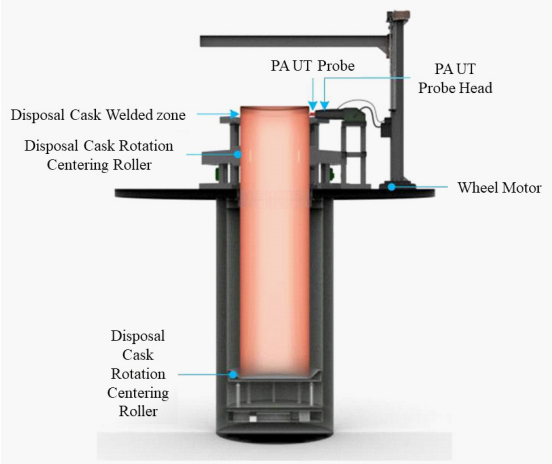


Table 9. Specifications and Performance of the Weld Inspection System

Specification Name	Standard/Specification
Frequency Range	0.5~15.0 MHz
Channels	Phased array up to 64/128PR with 2 UT channels at 200 V
Maximum Pulse Repetition Frequency (PRF)	Maximum PRF of <40 kHz
Resolution	Amplitude Resolution 16-bits
Communication	Data Interfaces: Ethernet 1000 Base-T, 1 × USB 3.0, 3 × USB 2.0
Others	- Complies with KEPIC MI and MEN Requirements - Full Matrix Capture (FMC) and Total Focusing Method (TFM) capabilities



동 제어 시스템이 적용되었다. 설계는 ASME Section IX [25]를 준용하여, 고방사선 환경에서도 전 공정을 원격으로 제어하고 품질 관리가 가능하도록 구성되었다.

용접이 완료된 처분용기는 가공 및 검사 구역으로 이송되어 밀봉부의 후처리를 거친다. 우선 Table 8의 용접부 가공 설비를 사용하여 비드 주변을 평탄하게 밀링 가공하며, 이때 발생하는 칩은 슬라이드형 받이 패드로 회수되어 하부 설비로의 낙하를 방지한다. 해당 설비는 용접부의 요철을 제거하고 표면 조도(Ra) 6.3 μm 이하를 확보하도록 설계되었으며, 커터 이송 정밀도는 ±0.2 mm, 가공 속도 및 압력은 자동으로 제어된다. 설계 기준으로는 ASME B5 [26] 및 ISO 230 [27]을 참조하였다.

가공이 완료된 후에는 Table 9에 제시된 용접부 검사 설비를 이용하여 비파괴 방식으로 결함 여부를 확인한다. 검사 방식으로는 초음파탐상시험(Ultrasonic Testing, UT) 및 방사선투과시험(Radiographic Testing, RT)이 적용되며, 2.0 mm 이상의 균열을 검출할 수 있는 민감도를 확보하도록 설계되었다. 검사 헤드는 자동 이송 장치에 장착되어 ±1 mm 이하의 반복 위치 정밀도를 유지하며, 영상 판독 및 기록은 원격으로 수행 가능하다. 검사 절차는 KEPIC MI [28] 및 ASME Section V [29]의 기준을 따른다.

검사는 크게 원격 육안검사와 비파괴검사로 구성된다. 원격 육안검사는 카메라를 이용해 용접부 표면의 균열 및 불완전 용입 여부를 확인하며, 필요한 경우 UT 또는 RT를 통해 내부 결함까지 진단한다. 개념설계 단계에서는 범용 검사 설비의 적용 가능성을 우선 고려하였으며, 향후에는 용접부의 형상 및 특성에 따라 최적의 검사 기법을 선정할 수 있도록 유연한 운용 체계를 마련하였다.

검사 결과 결함이 없을 경우 처분용기는 최종 처분 가능한 상태로 분류되며, 결함이 발견될 경우를 대비하여 별도의 처분용기 절단 설비도 구비되어 있다. 이 설비는 캐니스터 절단 설비와 유사한 방식으로, 용접된 구리뚜껑과 본체를 절삭하여 뚜껑을 안전하게 제거할 수 있도록 설계되었다. 이를 통해 용접 결함 발생 시에는 다른 처분용기로 교체하거나, 재용접 등의 사후조치를 수행할 수 있는 대응 체계를 확보하였다.

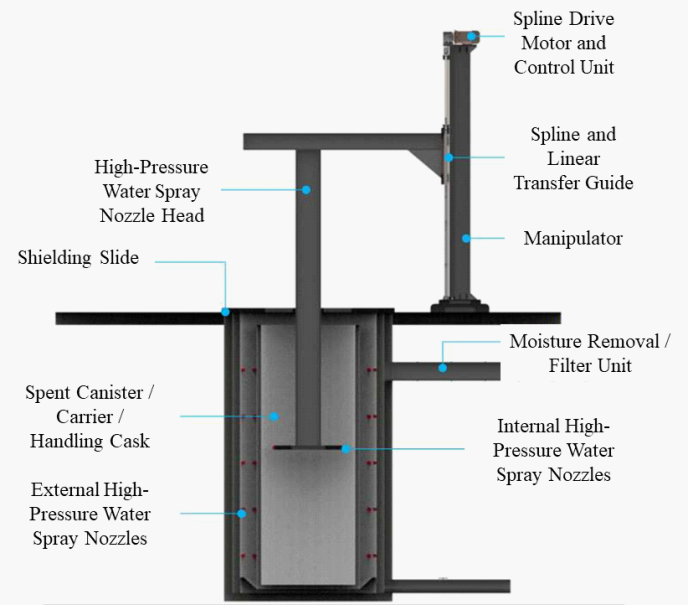
3.5. 폐기물 처리 설비

사용후핵연료의 처분용기 재포장이 완료된 후에는 사용된 폐캐니스터, 취급용기 등에 대한 후속 처리가 이루어진다. 해당 작업은 폐 캐니스터 제염 및 반출 구역에서 수행되며, 고방사선 상태로 남아 있는 설비들을 세정·제염하여 방사능 오염을 제거하는 것이 목적이다.

연료 인출이 완료된 캐니스터는 이미 캐니스터 절단 구역에서 뚜껑이 제거된 상태로 남아 있으며, 이와 함께 취급용기를 이송 트롤리에 적재하여 제염 구역으로 운반한다. 제염 대상에는 캐니스터 본체 및 뚜껑은 물론, 연료 취급 과정에서 방사성 오염이 유

Table 10. Specifications and Performance of the Decontamination System

Equipment Name	Specification
Decontamination Method	Wet chemical decontamination using acid solutions (e.g., nitric acid, oxalic acid) or dry method using CO_2 or abrasive blasting
Processing Capacity	2-3 canisters per day (based on 8-hour operation cycle)
Decontamination Factor (DF)	≥100
Residual Surface Contamination Limit	≤4 Bq/cm^2 (β/γ), ≤0.4 Bq/cm^2 (α), in accordance with international transportation regulations
Radiation and Contamination Monitoring	Gamma dose rate sensors and α/β surface contamination monitors installed
Shielding Thickness Requirement	200 mm (concrete or lead equivalent), ensuring external dose ≤10 uSv/h at 1 m
Worker Radiation Exposure	≤0.1 mSv per decontamination cycle (assuming remote operation)



입되었을 가능성이 있는 취급 용기가 포함된다.

Table 10에 제시된 제염 설비는 이러한 오염 대상물들을 원격으로 세척 및 제염하는 시스템이다. 본 설비는 제염 계수 100 이상의 성능을 목표로 하며, 제염 후 잔류 표면오염도는 β/γ 4 Bq/cm^2 이하, α 0.4 Bq/cm^2 이하로 유지되도록 설계되었다. 주요 작동 방식은 ±30° 범위에서 회전하는 고압수 분사 노즐을 통해 표면을 균일하게 세정하며, 1기당 제염 시간은 30분 이내, 폐액 발생량은 10 L 이하를 기준으로 한다. 설계에는 ANSI/HPS N13.12 [30] 및 KEPIC RNB [31]이 적용되었으며, 제염 후 방사선량률 측정, 필터 교체 등 유지관리 절차도 함께 반영되었다.

본 제염 설비는 밀폐형 챔버 구조로 개념 설계되었으며, 내부에는 회전 노즐, 초음파 세척기, 여과 시스템이 탑재되어 있다. 대상 설비의 크기를 고려해 챔버는 내경 2.5 m 이상, 높이 4 m 이상으로 설계되었고, 상부는 대형 크레인이 직접 접근할 수 있도록 전면 개방형 뚜껑 구조를 채택하였다. 이를 통해 다양한 형태의 대형 부품을 효율적으로 반입·반출할 수 있도록 하였다.

최종적으로, 제염이 완료된 캐니스터 및 부속 설비는 방사능 오염도가 현저히 저감되며, 폐기물 등급 분류 기준에 따라 재활용되거나 적절한 처분시설로의 반출이 가능해진다.

4. 분석 결과 및 고찰

본 연구를 통해 제시된 사용후핵연료 재포장 주요 설비의 개념설계(안)은 국내 중간저장시설과 심층처분시설 간 연계를 위한 핵심 기술 요소를 구체화했다는 점에서 의의가 있다. 설비 목록과 개념설계(안)은 미국과 핀란드 등 선행국의 설계 사례를 벤치마킹하여 현실성과 안전성을 높였으며, 국내 사용후핵연료 관리 환경을 반영한 고유 개념 설비도 함께 제시하였다.

예를 들어, 다기능 인양 크레인, 캐니스터 상부 절단 시스템, 절단 칩 비산 방지를 위한 3중 회수 구조, 잉여·결함 연료 보관 튜브, 원격 유지보수 설비 등은 국내 여건에 최적화된 차별화된 요소이다. 한편, 처분용기 밀봉에는 핀란드 Posiva의 실제 설계에 채택된 마찰교반용접(FSW) 기술을 적용하였으며, 이는 두꺼운 구리용기의 밀봉에 적합한 방식으로 국제적으로도 검증된 기술이

다. 또한, 캐니스터 절단을 운반용기 내부에서 직접 수행하지 않고 전용 취급용기로 이송한 후 핫셀 내에서 절단하도록 설계한 점은, 작업자 피폭 최소화 및 절단 안정성 확보를 위한 조치이며, 이는 미국 DOE에서도 권고한 절단 방식이다[32]. 이와 같은 설계 방향에 따라, 본 개념설계(안)는 운반용기 반입, 캐니스터 절단, 연료 인출 및 검사, 처분용기 밀봉, 캐니스터 폐기에 이르기까지 공정 흐름이 끊김없이 이어지도록 구성되었다.

도출된 주요 설비들은 모두 원격조작과 자동화를 전제로 설계되었다. 이는 재포장 작업이 고방사선 환경에서 이루어지므로 작업자 개입을 최소화해야 하기 때문이다. 이를 통해 작업자 피폭을 ALARA (As Low As Reasonably Achievable) 수준으로 억제하면서도 신속한 작업이 가능하여 안전성과 효율성을 동시에 확보할 수 있을 것으로 기대된다. 개념설계 단계에서 각 설비의 성능 요건을 도출하였는데, 이는 후속 기본설계 및 상세설계에서 설비 규모를 결정하고 성능 해석을 수행하는 기반이 될 것이다. 예컨대 운반용기 인양 크레인은 인양하중, 작동 반경, 제어정밀도 등의 요건이 정의되었고, 용접 설비는 용접 속도, 열입력 제어, 비파괴검사 기준 등이 설정되었다. 현재까지 파악된 결과 이 개념(안)의 설비 구성으로 국내에서 예상되는 경수로 사용후핵연료의 재포장 작업을 충분히 수행할 수 있을 것으로 보인다.

물론 본 연구의 개념설계(안)은 초기 단계의 설계(안)으로서, 향후 보완해야 할 사항도 존재한다. 실제 사용후핵연료의 상태를 고려한 재료 선택과 구동부 설계, 지진 등 비정상 및 사고 조건을 대비한 구조 안전성 확보, 세부 공정 간 연계 타이밍 최적화 등은 추가 연구가 필요하다. 또한 각 설비에 대한 상세 해석 및 실증시험을 통해 설계(안)의 타당성을 입증하고, 운영 절차의 효율성을 개선할 여지도 남아 있다.

5. 결론 및 향후 연구

본 연구에서는 경수로 사용후핵연료의 중간저장 이후 최종 처분에 이르는 재포장 단계를 수행하기 위한 주요 설비들을 도출하고 개념설계를 수행하였다. 선행 연구에서 수행한 재포장 시설의 공정을 구역별로 세분화하고, 각 구역에서 요구되는 설비와 그 기능을 체계적으로 정리함으로써 재포장시설의 설계 기반을 구축하였다. 도출된 설비들은 운반용기 인수/개봉 설비, 캐니스터 절단 설비, 연료 원격취급 및 검사 설비, 처분용기 용접 및 검사 설비, 폐기물 제염 설비 등의 핵심 구성요소를 모두 포함하고 있으며, 현재 추진 중인 발전소 부지 내 건식저장용기 내 캐니스터와 개발 중인 처분용기의 호환성을 고려하여 설계하였다. 본 개념설계(안)을 통해 국내 중간저장시설과 처분시설 간 연계를 지원할 수 있는 기틀을 마련하였으며, 재포장 시설 구축을 위한 기초 기술자료를 확보하였다.

향후 연구로서는 제시된 설비들에 대한 상세설계 및 성능 검증이 필요하다. 실제 규모의 설비 설계로 발전시키면서 구조, 열 및 차폐 해석 등을 수행하여 안전성을 입증해야 한다. 아울러 원격조작 제어기술, 방사선 환경에서의 부품 신뢰성 등에 대한 실험적 검증과 시제품 테스트가 이루어져야 할 것이다. 특히 마찰교반용접 등 일부 핵심기술은 국내 실증을 통해 품질을 확보하고, 용접부 비파괴검사 기술 또한 관련 법규 기준에 부합하도록 개발되어야 한다. 더불어 재포장 공정 전반에 대한 절차서 확립과 인력/설비 운영계획 수립도 후속과제로 남아 있다. 마지막으로 규제기관의 인허가를 위해 관련 법적 요건 및 안전기준을 만족하는지에 대한 검토와 보완이 이루어져야한다. 이러한 추가 연구를 통해 본 개념설계가 한층 구체화되고 개선된다면, 실제 사용후핵연료 재포장시설의 구현에 한발 더 다가설 수 있을것으로 기대된다.

사 사

본 연구는 산업통상자원부 에너지기술평가원 기술개발과제 (No. RS-2021-KP002665)의 연구비를 지원받아 수행되었습니다.

참고문헌

1. International Atomic Energy Agency (IAEA). 2018. Status and Trends in Spent Fuel and Radioactive Waste Management. IAEA Nuclear Energy Series No. NW-T-1.14.
2. OECD Nuclear Energy Agency (NEA). 2006. The Roles of Storage in the Management of Long-Lived Radioactive Waste. OECD/NEA Report.
3. Raiko H. 2005. Disposal Canister for Spent Nuclear Fuel – Design Report. Posiva Report 2005-02, Posiva Oy.
4. Borgesson L. 1988. Modelling of Buffer Material Behavior: Some Examples of Material Models and Performance Calculations. SKB Technical Report, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co.
5. Korea Radioactive Waste Agency (KORAD). 2018. Report on the Status of Operation of High-Level Waste Management Facilities in Foreign Countries.
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. Congressional Research Service. 2021. Civilian Nuclear Waste Disposal.
8. Ministry of the Environment Sweden. 2017. Sweden's sixth national report under the Joint Convention on the safety of spent fuel management and on the safety of radioactive waste management. Sweden's implementation of the obligations of the Joint Convention.
9. Na HJ, Kim HJ, Kim KH, Nam HW and Kim KP. 2021. Analysis of Domestic and Foreign Spent Fuel Storage and Final Management Policies. *J. Radiat. Ind.* **15**(4):301-309.
10. Posiva. 2021. Operation Licence Application for Spent Nuclear Fuel Encapsulation Plant and Disposal Facility. Posiva Oy.
11. Ministry of the Environment (Sweden). 2017. Sweden's Sixth National Report under the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management.
12. U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC). 2008. Yucca Mountain Repository License Application: Safety Analysis Report, Section 1.2.1.

13. Gillin K, Nystrom A and Murchison A. 2011. Conceptual Design of a Used Fuel Packaging Plant. In: Proc. of the CNS Conference "Waste Management, Decommissioning and Environmental Restoration for Canada's Nuclear Activities"
14. Ministry of Trade, Industry and Energy (MOTIE). 2021. The 2nd High-Level Radioactive Waste Management Basic Plan.
15. Lee SH, Shin CM, Kang HG, Cho CH and Jung HR. 2023. "Conceptual Design for Repackaging of PWR Spent Nuclear Fuel." *J. Radiat. Ind.* **17**(4):519-532.
16. Palomoki J and Laine R. 2012. Facility Description Summary Report of the Encapsulation Plant and Disposal Facility Designs. Posiva Working Report 2012-66.
17. Korea Electric Association. 2020. KEPIC MCN: Nuclear Power Plant Cranes.
18. American Society of Mechanical Engineers (ASME). 2022. ASME B30.2-2022: Overhead and Gantry Cranes.
19. International Electrotechnical Commission (IEC). 2010. IEC 61000-5-7: Electromagnetic Compatibility (EMC) – Installation and Mitigation Guidelines – Degrees of Protection Provided by Enclosures against Electromagnetic Disturbances (EM Code).
20. American National Standards Institute (ANSI). 2023. ANSI B11.0-2023: Safety of Machinery.
21. American Society of Mechanical Engineers (ASME). 2012. ASME B5.57-2012: Methods for Performance Evaluation of Computer Numerically Controlled Lathes and Turning Centers.
22. American National Standards Institute (ANSI). 2018. ANSI N14.6-2018: Special Lifting Devices for Shipping Containers Weighing 10,000 Pounds (4,500 kg) or More for Nuclear Materials.
23. American National Standards Institute (ANSI). 2014. ANSI N14.5-2014: Radioactive Materials – Leakage Tests on Packages for Shipment.
24. American National Standards Institute (ANSI). 2022. ANSI MH27.1-2022: Safety Standard for Hooks, Lifting Attachments, and Integrated Lifting Assemblies Used on Industrial Fork Trucks.
25. American Society of Mechanical Engineers (ASME). 2023. ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section IX: Welding, Brazing, and Fusing Qualifications.
26. American Society of Mechanical Engineers (ASME). 2012. ASME B5.57-2012: Methods for Performance Evaluation of Computer Numerically Controlled Lathes and Turning Centers.
27. International Organization for Standardization (ISO). 2012. ISO 230-2:2012: Test Code for Machine Tools – Part 2: Determination of Accuracy and Repeatability of Positioning of Numerically Controlled Axes.
28. Korea Electric Association (KEA). 2020. KEPIC MI: Non-Destructive Examination.
29. American Society of Mechanical Engineers (ASME). 2023. ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section V: Nondestructive Examination.
30. American National Standards Institute (ANSI)/Health Physics Society (HPS). 2013. ANSI/HPS N13.12-2013: Surface and Volume Radioactivity Standards for Clearance.
31. Korea Electric Association (KEA). 2021. KEPIC RNB: Design Requirements for Radioactive Waste Treatment Systems.
32. U.S. Department of Energy. 2013. Preliminary Report on Dual-Purpose Canister Disposal Alternatives. Office of Nuclear Energy, FCRD-UFD-2013-000171 Rev. 1.