Journal of RADIATION INDUSTRY
Vol. 20, No. 2, pp. 209-214, 2026
https://doi.org/10.23042/radin.2026.20.2.209

Technical article

사용후핵연료 연소도 분석을 위한 축방향 측정설비 개발

박혜민[1,*] · 김태영[1] · 권서영[1] · 이민호[1] · 송양수[1] · 이운장[1] · 김재진[2] · 안낙균[3]

[1](주)오리온이엔씨, [2]메커니즘 메이크 메스 아키텍쳐, [3]고등기술연구원 융합소재연구센터

Development of Axial Measurement Equipment for Burnup Verification of Spent Nuclear Fuel

Hye Min Park[1,*], Tae Young Kim[1], Seo Young Kwon[1], Min Ho Lee[1], Yang Soo Song[1], Un Jang Lee[1], Jae jin Kim[2], and Nak Kyoon Ahn[2]

[1]ORION ENC, 37, 22 Gil Seongsui-ro, Seongdong-gu, Seoul 04798, Korea
[2]Mechanism Make Mass Architecture, 110, Janghan-ro, Dongdaemun-gu, Seoul 02639, Korea.
[3]Materials Science and Chemical Engineering Center, Institute for Advanced Engineering, 175-28, Goan-ro 51, Baegam-myeon, Cheoin-gu, Yongin-si, Gyeonggi-do 17180, Korea

ABSTRACT To ensure the safe and reliable management of spent nuclear fuel (SNF), the development of practical, on-site burnup measurement equipment has become increasingly essential. Building upon preliminary research, this study presents the development and experimental evaluation of a prototype designed for axial radiation profiling of SNF. The equipment was engineered to acquire critical axial radiation data for burnup assessment, with a focus on mechanical configuration, detector alignment, and operational efficiency within SNF storage environments. Performance verification was conducted through a series of experiments to evaluate signal stability, axial scanning precision, and system repeatability. The results demonstrate the feasibility of the prototype as a robust tool for collecting raw burnup-related data. These findings provide a technical foundation for the deployment of on-site SNF burnup verification equipment and the refinement of subsequent burnup analysis methodologies.

Key words: Spent Fuel, Burnup, Detector, Neutron, Gamma

1. 서 론

사용후핵연료(Spent Nuclear Fuel, SNF)의 연소도(Burnup)는 핵연료 조성, 방사능 세기, 붕괴열 및 임계 안전성을 결정하는 핵심 지표로서, 저장·수송·재처리 등 핵연료 주기 전반의 안전 관리에 필수적인 정보이다. 원전 내 저장시설에 보관 중인 사용후핵연료 집합체는 노심 내 연소 과정에서 형성되는 중성자속 및 출력 분포의 차이로 인해 축방향(Axial)으로 비균일한 연소도 분포를 나타내며, 이러한 연소도 분포는 주요 감마선 및 중성자 방출 핵종의 축방향 방사선 분포로 반영된다[1]. 따라서 사용후핵연료의 안전한 관리를 위해서는 단순히 집합체 평균 연소도를 산출하는 것을 넘어, 신뢰성 있는 축방향 연소도 프로파일을 확보하는 것이 필수적이다. 사용후핵연료의 연소도를 평가하기 위한 비파괴 계측 기법(Non-Destructive Assay, NDA)으로는 감마선 및 중성자 계측 기반의 방법들이 국제적으로 널리 활용되고 있다. 특히 ^{137}Cs, ^{134}Cs, ^{154}Eu 등의 감마선 지표 핵종과 ^{244}Cm 등의 자발핵분열 중성자 방출 핵종을 이용한 연소도 추정 기법이 유효한 방법론으로 보고된 바 있다[2].

주요 원자력 선진국에서는 이러한 계측 기술을 상용화하여 현장 핵물질 계량 관리에 적용하고 있으나, 국내의 경우 관련 연구가 검출기 단위의 성능 평가나 기초 실험 수준에 머물러 있어, 실제 저장조 환경에서 사용 가능한 통합형 계측 시스템에 대한 연구는 상대적으로 미비한 실정이다[3]. 본 연구에서는 이러한 기술적 격차를 해소하기 위해, 사용후핵연료의 축방향 방사선 분포를 정밀하게 측정할 수 있는 측정 설비를 설계 및 제작하고 그 성능을 실험적으로 검증하였다. 제안된 설비는 사용후핵연료 집합

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

Copyright© 2026 by Korean Society of Radiation Industry

***Corresponding author:** Heymin Park
Tel: +82-2-3414-2038, Fax: +82-2-3414-2031, E-mail: hmpark@orionenc.com

Received 4 May 2026 **Revised** 11 June 2026 **Accepted** 25 June 2026

체의 이동 없이 저장조 환경에서 축방향 복합 방사선 정보를 획득할 수 있도록 설계되었으며, 다면 계측이 가능한 검출 모듈 구조를 통해 기존 단일 모듈 기반 계측방식 대비 운용 안전성과 계측 안정성을 향상시킬 수 있도록 구성되었다. 본 논문에서는 설계된 축방향 측정 설비의 주요 메커니즘과 구성 요소, 구동 성능 평가 결과, 그리고 모의 방사성 선원을 활용한 방사선 계측 실험 결과를 기술한다. 이를 통해 향후 실제 사용후핵연료 연소도 분석 현장에 적용 가능한 기술적 토대를 마련하고, 축방향 데이터 확보를 통한 연소도 평가의 신뢰성 향상 가능성을 제시하고자 한다.

2. 재료 및 방법

2.1. 축방향 측정설비 설계 및 제작

2.1.1. 제어모듈 설계 및 제작

사용후핵연료의 연소도 분석을 위한 현장 적용을 목표로, 핵연료 집합체의 축방향 방사선 분포 계측이 가능한 제어모듈과 모의 사용후핵연료 집합체(WH-17×17)를 실규모로 설계하고 제작하였다.

Fig. 1은 설계모델과 제작된 제어모듈을 보여준다.

축방향 측정설비는 고정형 마스트(Mast) 프레임과 수직 이동형 4축 리프트(Lift)로 구성된 제어모듈과 감마선/중성자 계측모듈, 모의 사용후핵연료 집합체(WH-17×17)로 구성되어 있다. 설비의 체적은 1,425 (W)×1,260 (L)×4,650 (H) mm이며, 설비 구동부(서보모터, 축 베어링, 웨이트 밸런스)등은 방수 모듈로 구성되어 있다[4]. 모의 사용후핵연료 집합체는 웨스팅하우스형(WH) 17×17-ACE7 모델 제원을 고려하여 스테인레스 강(SUS304) 재질로 제작하였으며, 체적은 214 (W)×214 (L)×4061 (H) mm이다. Table 1은 제어모듈의 제원을 보여준다.

Table 1. Specification of control module

Part		Specification
Facility Size		1,425 (W)×1,260 (L)×4,650 (H) mm
Lifting Frame Size		1,193 (W)×882 (L)×413 (H) mm
Frame Stroke		3.3 m
Lifting Speed		2.1 m/min
Control Range		1~3,000 mm
Rated Load		150 kg
Driving Motor		Servo 0.4Kw AC
Material	Frame Lift Frame Counter Weight	STS304

2.1.2. 감마선/중성자 계측모듈 설계 및 제작

사용후핵연료 집합체의 축방향 방사선 특성 데이터를 얻기 위해, 감마선 및 중성자 계측이 가능한 CZT (Cadmium Zinc Tel-

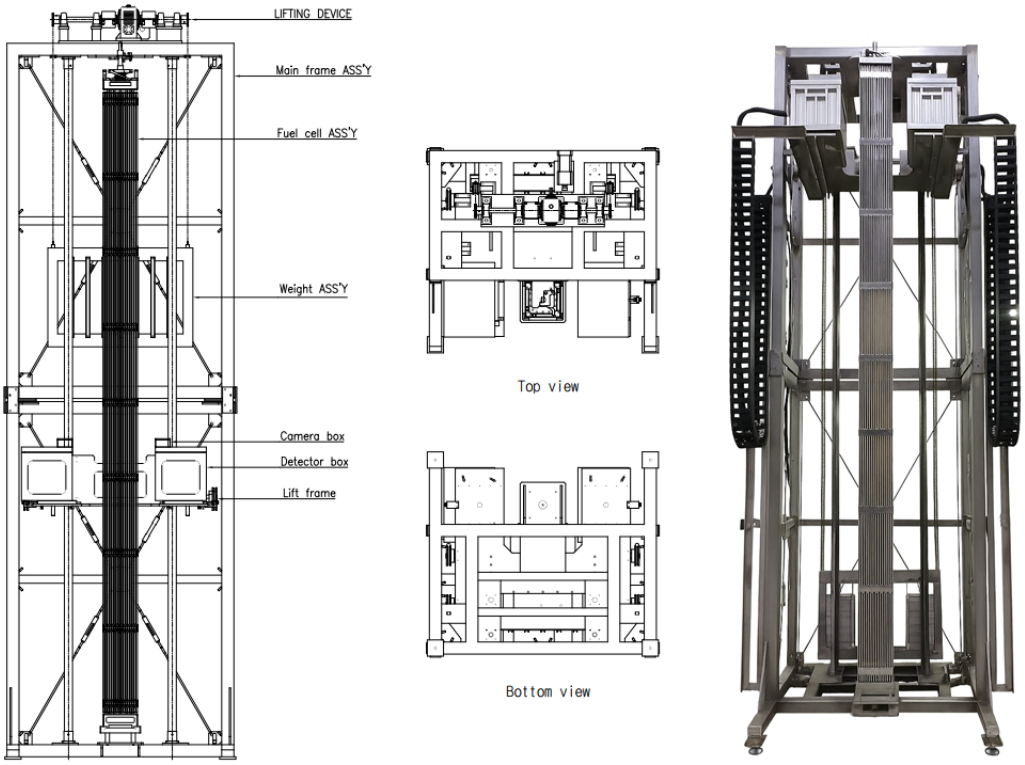

Fig. 1. Design and assembly model of control module.

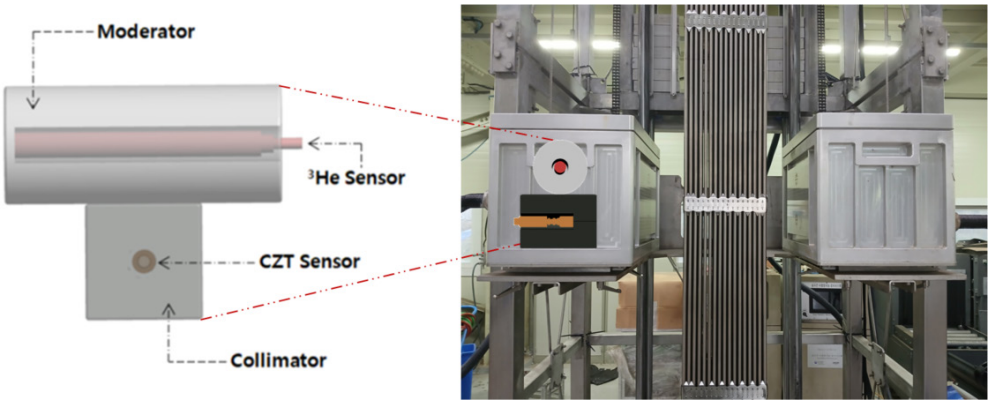

Fig. 2. Design and assembly model of gamma/neutron detection module.

luride) 반도체 센서와 ^{3}He 가스 챔버를 적용하여 계측 모듈을 구성하였다. 감마선 계측용 CZT 센서(500S, Ritec SIA)는 5×5×5 mm^{3}의 검출 영역을 가지며, 최대 구동전압은 1500 V 이하이다[5]. 중성자 계측용 ^{3}He 가스 챔버(2528, LND)는 203.2 mm의 유효 검출 길이를 가지며, 검출 효율은 28 cps nv^{-1}, 구동전압은 1250 V 이하이다[6]. Fig. 2는 설계모델과 제작된 감마선/중성자 계측 모듈을 보여준다.

제작된 계측 모듈은 사용후핵연료 집합체의 축방향 위치에 따른 감마선 및 중성자 신호를 에너지 스펙트럼과 총 계수율로 동시 획득할 수 있도록 설계되었으며, 이를 통해 핵연료 집합체 전 길이에 대한 방사선 분포 특성 분석이 가능하다. 계측 모듈의 하우징은 수중 저장조 환경에서도 운용을 고려하여 내식성이 강한 알루미늄(Al) 재질로 제작되었으며, 각 모듈 중량은 40 kg, 하우징 두께는 40 mm (T), 체적은 462 (W)×314 (L)×330 (H) mm이다.

3. 결과 및 고찰

3.1. 축방향 측정설비 성능평가

3.1.1. 제어모듈 구동성능 평가

축방향 측정설비의 제어모듈에 대한 기계적 구동 성능을 평가하기 위해, 감마선/중성자 계측 모듈의 수직 이동 특성과 사용후핵연료 집합체 표면 양측 2면에 대한 축방향 방사선 계측 소요 시간을 정량적으로 분석하였다. 감마선/중성자 계측 모듈이 장착된 리프트(Lift)의 수직 이동 성능 평가는 상승 및 하강 조건에서 수행되었으며, 모터 속도는 20, 25, 30, 35 mm/s의 네 가지 조건으로 설정하였다. 이때 전체 이동 범위는 0~3300 mm로 설정하여, 실제 사용후핵연료 집합체 길이를 고려한 구동 성능을 평가하였다.

Fig. 3은 축방향 측정설비 내 장착된 감마선/중성자 계측 모듈과 리프트를 보여준다.

Table 2는 설정된 구동 조건에 따른 감마선/중성자 계측 모듈이 장착된 리프트(Lift)의 수직 이동 속도를 보여준다.

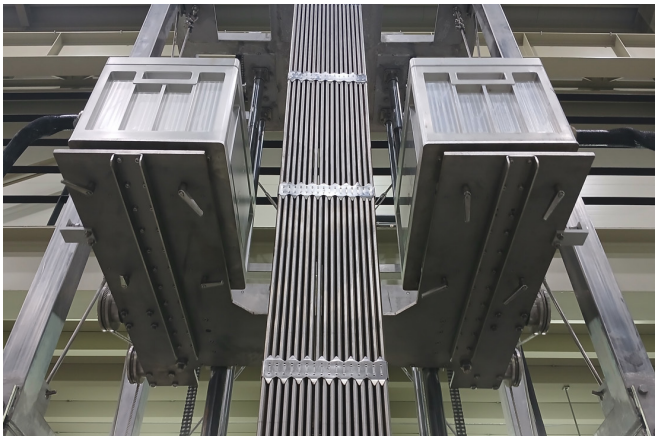

Fig. 3. Detection module and lift integrated into the axial measurement equipment.

Table 2. Vertical travel speed of lift

Range (0~3300 mm)		
Motor Speed		Travel Time
20 mm/s	Downward	165s±1 → 1.2 m/min
	Upward	166s±1 → 1.2 m/min
25 mm/s	Downward	135s±1 → 1.5 m/min
	Upward	136s±1 → 1.5 m/min
30 mm/s	Downward	110s±1 → 1.8 m/min
	Upward	110s±1 → 1.8 m/min
35 mm/s	Downward	94s±1 -> 2.1 m/min
	Upward	94s±1 -> 2.1 m/min

축방향 연소도 측정설비 내에서 감마선/중성자 계측 모듈의 수직 이동 성능을 평가한 결과, 모의 핵연료 집합체 표면을 기준으로 모터 구동 속도 20, 25, 30, 35 mm/s 조건에서 각각 1.2, 1.5, 1.8, 2.1 m/min의 속도로 축방향 수직 이동이 가능한 것으로 확인되었다.

Table 3. Total axial measurement time

Range (0~3300 mm)			
Measurement points	Measurement interval	Counting time	Total measurement time
4	1100 mm	100s	1,740s±1
6	660 mm	100s	2,080s±1
7	550 mm	100s	2,250s±1
11	330 mm	100s	2,980s±1
13	275 mm	100s	3,320s±1

또한 모의 핵연료 집합체 표면 양측(2면)에 대한 축방향 방사선 계측 소요 시간 평가는 계측지점 수와 계측 간격에 따른 조건별로 수행하였다. 계측 지점 수는 각각 4, 6, 7, 11, 13개로 설정하였으며, 이에 대응하는 계측 간격은 1100, 660, 550, 330, 275 mm로 설정하였다. 각 계측 지점에서의 방사선 계측 시간은 100초로 동일하게 적용하였고, 전체 이동 범위는 0~3300 mm로 설정하였다. Table 3은 설정된 구동 조건에 따른 축방향 방사선 총 계측시간을 보여준다.

각 계측 조건에 따라 연소도 측정설비 내 감마선/중성자 계측

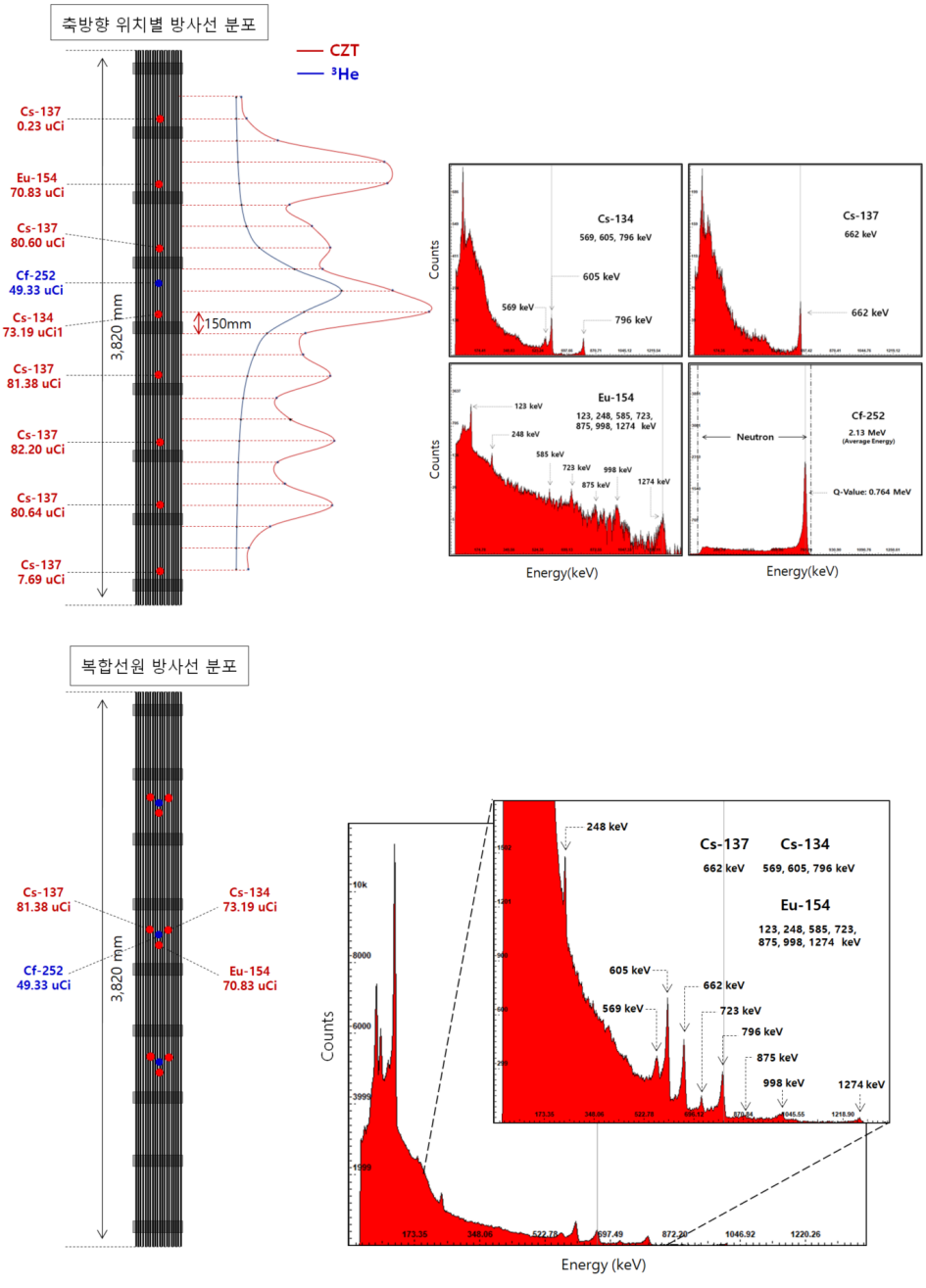

Fig. 4. Radiation distribution by position (top) and gamma/neutron energy spectra (bottom).

모듈의 축방향 방사선 계측 소요 시간을 평가한 결과, 계측 지점 수가 최소인 조건(4개 지점)에서는 집합체 표면 양측(2면)에 대한 축방향 이동과 방사선 계측 및 데이터 분석이 1800초(30분) 이내에 완료되었으며, 측정 지점 수가 최대인 조건(13개 지점)에서는 3600초(60분) 이내에 수행된 것으로 확인되었다. 이외 중간 조건(6~11개 지점)에서는 측정 지점 수 증가에 따라 총 계측 시간이 점진적으로 증가하는 경향을 보였으며, 모든 조건에서 계측 소요 시간은 1 시간 이내에 수행되어졌다. 또한 측정설비는 1 mm 단위의 축방향 위치 제어가 가능하며, 유효한 축방향 검출 공간분해능은 약 5 mm로 평가되었다.

이러한 결과들은 모터속도, 계측 지점 수 및 간격과 같은 운용변수를 연소도 측정 목적과 현장 조건에 맞게 적절히 설정할 경우, 사용후핵연료의 연소도 특성을 효율적이면서도 신뢰성 있게 평가할 수 있음을 보여준다.

3.1.2. 감마선/중성자 계측모듈 성능평가

축방향 측정설비의 감마선/중성자 계측 모듈에 대한 성능평가를 위해, 사용후핵연료 연소도 분석의 주요 지표가 되는 핵종들 중 감마핵종으로는 ^{134}Cs, ^{137}Cs과 ^{154}Eu를 사용하고, 중성자 핵종으로는 ^{244}Cm와 유사한 ^{252}Cf를 사용하여, 모의 핵연료 집합체 표면 임의의 지점에 위치시킨 후, 축방향 방사선 분포와 핵종별 에너지 스펙트럼을 분석 및 평가하였다[7].

Fig. 4는 축방향 복합선원 환경에서 계측된 위치별 방사선 분포도와 감마선/중성자 에너지 스펙트럼을 보여준다.

모의 핵연료 집합체 표면을 따라 150 mm 간격으로 수직 이동하며 각 지점에서 100초 동안 총 23개 위치에 대한 계측을 수행한 결과, 핵종별 거리 및 선원 세기에 비례한 위치별 방사선 분포 변화가 확인되었으며, 다핵종이 존재하는 복합선원 환경에서 감마선 에너지 스펙트럼을 측정한 결과, 사용후핵연료 연소도 분석의 주요 지표 핵종인 ^{137}Cs (662 keV), ^{134}Cs (569, 605, 796 keV), 그리고 ^{154}Eu (123, 248, 723, 875, 998, 1274 keV)의 대표적인 감마선 피크가 명확히 관측되었다. 또한 중성자 에너지 스펙트럼 분석을 통해 ^{252}Cf의 자발 핵분열로 방출된 중성자와 ^{3}He 챔버 내 ^{3}He 기체와의 반응에 의해 발생하는 0.764 MeV의 Q값 피크가 확인되었다[8]. 계측모듈의 ^{137}Cs (662 keV)기준 절대 검출효율(absolute detection efficiency)은 1.65×10^{-4}으로 평가된다. 이러한 결과는 원전 내 사용후핵연료 집합체에서 형성되는 다양한 핵종 환경 하에서도 연소도 분석을 위한 주요 지표 핵종의 실측 및 정량적 분석이 가능함을 시사한다.

3.1.3. 고선량 감마선 측정성능 평가

사용후핵연료 집합체에서 발생하는 고준위 감마선 환경을 고려하여, 고준위 감마선 조건에서 감마선/중성자 계측 모듈의 측정성능을 평가하기 위해 (사)한국방사선진흥협회-방사선기기시험센터의 감마선 조사 시설을 이용하였다. 감마선 조사 장비의 조사선량

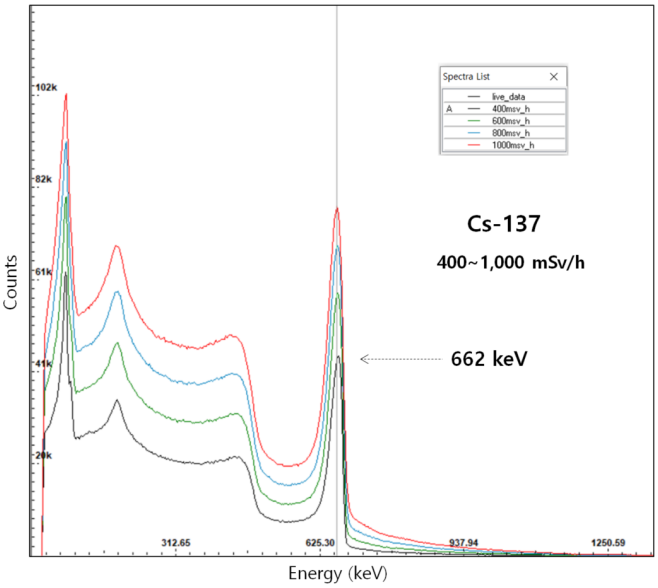

Fig. 5. Energy spectra of ^{137}Cs measured with detection module according to irradiation dose.

범위는 ^{137}Cs (662 keV) 핵종 기준 400~1,000 mSv h^{-1}이다. Fig. 5는 조사선량 변화에 따라 ^{137}Cs에 대하여 100초 간 측정한 에너지 스펙트럼을 보여준다.

각 조사선량률에 따라 감마선/중성자 계측 모듈의 측정성능을 평가한 결과 400, 600, 800, 1000 mSv h^{-1} 범위에서 ^{137}Cs의 주요 감마선 피크인 662 keV 에너지가 명확히 측정되었으며, 조사선량률의 증가에 따라 총 계수율이 일정하게 증가하는 경향을 확인하였다. 또한 조사선량률에 따른 총 계수율의 응답 특성을 평가한 결과, 두 변수 간에 높은 선형성이 확인되었으며 결정계수는 $R^2 = 0.9972$로 나타났다[9]. 이러한 결과는 고선량 감마선 환경에서도 계측 모듈이 안정적인 계수 응답 특성을 유지하며, 방사선량의 정량적 분석이 가능함을 시사한다.

4. 결 론

본 연구에서는 사용후핵연료 연소도 분석의 현장 적용을 목적으로, 축방향 방사선 분포 계측이 가능한 측정 설비를 설계 및 제작하고 그 성능을 평가하였다. 모의 사용후핵연료 집합체를 활용한 축방향 이동 계측 실험을 통해, 선원 세기 및 핵종 특성에 따른 위치별 방사선 분포 변화를 효과적으로 모니터링 할 수 있는 계측 성능을 검증하였다. 다핵종이 혼재된 복합 방사선 환경에서 감마선 에너지 스펙트럼 측정을 수행한 결과, 연소도 분석의 주요 지표 핵종인 ^{134}Cs, ^{137}Cs 및 ^{154}Eu의 대표적인 감마선 피크를 명확히 식별할 수 있었으며, 중성자 에너지 스펙트럼 분석을 통해 ^{252}Cf 자발 핵분열 중성자에 기인한 특성 응답 또한 확인하였다. 이는 개발된 계측 설비가 복합 방사선 환경에서도 핵종별 계측이

가능함을 보여준다.

또한 고선량 감마선 조사 조건에서 계측 모듈의 성능을 평가한 결과, 사용후핵연료 저장 환경에 상응하는 선량률 범위에서도 안정적인 스펙트럼 계측 성능을 유지함을 확인하였다. 이러한 결과는 본 연구에서 개발된 축방향 측정 설비가 고방사선 환경에서의 현장 적용이 가능함을 실험적으로 입증한다. 종합적으로, 본 연구는 사용후핵연료 집합체의 축방향 방사선 분포와 주요 지표 핵종 특성을 비파괴적으로 획득할 수 있는 계측 설비의 기술적 타당성을 제시한다. 향후 본 설비를 실제 사용후핵연료(SNF) 계측 환경에 적용하여, 실측 기반의 연소도 추정 및 검증 연구를 수행할 계획이다.

사 사

본 연구는 기후에너지환경부(MCEE)와 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다(No. RS-2022-KP002854).

참고문헌

1. Park SH, Eom SH, Shin HS, Lim HI, Ha JH and Kim HS. 2010. Fabrication of ionization chamber to measure the burnup of spent fuel. *J. Radiat. Prot. Res*. **35**(1):21-25. https://www.jrpr.org/journal/view.php?number=722.
2. Cha SH, Park KH, Kim MO, Ko JH and Sung JH. 2023. A method to estimate the burnup using initial enrichment, cooling time, total neutron source intensity and gamma source activities in spent fuels. *J. Nucl. Fuel Cycle Waste Technol*. **21**(3):303-313. https://doi.org/10.7733/jnfcwt.2023.022.
3. Lee DH, Kim YD, Kim KY, Chung SH, Kim TH and Na TH. 2025. Verification of reliability of the burnup for PWR spent fuel of OPR1000 type. *Nucl. Eng. Technol*. **57**(9):103373. https://doi.org/10.1016/j.net.2024.103373.
4. Park HM, Kim TY, Jang DH, Song YS, Lee UJ and Ham CM. 2025. Preliminary experiments for developing an on-site spent nuclear fuel burnup measurement system. *J. Radiat. Ind.* **19**(1):107-112. https://doi.org/10.23042/radin.2025.19.1.107.
5. Park HM, Kim TY, Song YS, Lee UJ and Ham CM. 2023. Spectroscopic properties of gamma-ray detector to measure the burnup of spent nuclear fuel. *J. Radiat. Ind*. **17**(1):119-125. https://doi.org/10.23042/radin.2023.17.1.119.
6. Park HM, Kim TY, Lee IH, Jang DH, Song YS, Lee UJ and Ham CM. 2023. A study on performance characteristics of neutron detector to measure the burnup profile of spent fuel in NPP. *J. Radiat. Ind*. **17**(3):293-297. https://doi.org/10.23042/radin.2023.17.3.293.
7. Choi JW, Ko WI, Lee JS and Park HS. 1996. Study on decay characteristics change of spent fuel materials by dupic fuel cycle. *J. Radiat. Prot. Res*. **21**(1):27-39. https://www.jrpr.org/journal/view.php?number=277.
8. Choi JB, Park JS, Son JB and Kim YK. 2019. Study of n/γ discrimination using ^{3}He proportional chamber in high gamma-ray fields. *Nucl. Eng. Technol*. **51(1)**:263-268. https://doi.org/10.1016/j.net.2018.08.013.
9. Kim SS, Song JY, Kim YH, Jeong JU, Yoon MS, Nam TK, Ahn SJ and Cho SH. 2025. Preliminary Investigation of a $Cd_{0.9}Zn_{0.1}Te$ Detector for Small-Field Dosimetry Applications Using Therapeutic MV Beams. *Appl. Sci.* **15**(4):1693. https://doi.org/10.3390/app15041693.