JOURNAL OF RADIATION INDUSTRY

Technical article

17(3) : 293-297 (2023)
https://doi.org/10.23042/radin.2023.17.3.293

원전 내 사용후핵연료 연소도 측정을 위한 중성자 검출기의 성능 평가 연구

박혜민[1,*], 김태영[1], 이인호[1], 장대헌[1], 송양수[1], 이운장[1], 함철민[2]

[1](주)오리온이엔씨, [2]기초과학연구원 중이온가속기연구소

A Study on Performance Characteristics of Neutron Detector to Measure the Burnup Profile of Spent Fuel in NPP

Hye Min Park[1,*], Tae Young Kim[1], In Ho Lee[1], Dae Heon Jang[1], Yang Soo Song[1], Un Jang Lee[1] and Cheol Min Ham[2]

[1]ORION ENC, 37, 22 Gil Seongsui-ro, Seongdong-Gu, Seoul 04798, Republic of Korea
[2]Rare Isotope Science Project, Institute for Basic Science, 1, Gukjegwahak-ro, Yuseong-gu, Daejeon 34000, Republic of Korea

Abstract The burnup profile of spent fuel should be determined accurately for the safety storage of spent fuel. In this study, a neutron detection system was developed as a part of basic research to analyze the burnup profile of spent fuel, and a performance was evaluated using a radiation source. The prototype of the neutron detection system was based on a ^{3}He proportional chamber. The ^{3}He proportional chamber is often used for neutron measurement and analysis because of its high neutron detection efficiency and simplicity for gamma ray rejection. For quantitative evaluation, tests were conducted using calibrated ^{252}Cf and ^{137}Cs sources. In the performance evaluation, a field applicability was verified by analyzing the detection characteristics according to the nuclide.

Key words: Spent fuel, Burnup profile, Detector, Neutron, Gamma

1. 서 론

2021년 기준 국내 사용후핵연료 저장량은 이미 504,809다발이며, 추후 발생되는 사용후핵연료의 예상 총 다발수는 635,329다발이었으나, 2023년 기준 추가적으로 약 159,000다발이 발생하여, 경수로에서 72,000다발과 중수로에서 722,000다발 등 총 794,000다발의 사용후핵연료가 발생할 것으로 전망되었다[1]. 저장용량을 고려하면, 2030년부터 한빛원전을 시작으로 한울원전(2031년)과 고리원전(2032년), 신월성원전(2042년), 새울원전(2066년) 순으로 포화될 전망이다.

이처럼 사용후핵연료의 저장량이 증가함에 따라 핵연료의 안전한 관리 및 저장을 위해 핵연료의 방사능 측정 및 분석과 평가의 기술이 중요하다. 특히 사용후핵연료의 핵임계 안전성 평가를 위해서는 핵연료의 연소도 분석이 필요하다[2].

사용후핵연료에서는 핵분열에 의해 다양한 핵종들이 생성되며, 사용후핵연료를 구성하는 핵종은 아래와 같이 그룹 3개로 분류할 수 있다.

- 미연소된 잔류 핵연료 원료물질: ^{235}U 및 ^{238}U
- 핵변환된 초우라늄원소:
  - 플르토늄(^{238}Pu, ^{239}Pu, ^{240}Pu, ^{241}Pu, ^{242}Pu 등)

http://www.ksri.kr/
Copyright © 2023 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 30 June 2023 **Revised** 7 August 2023 **Accepted** 6 September 2023

- 마이너 악티나이드(^{237}Np, ^{241}Am, ^{243}Am, ^{242}Cm, ^{244}Cm 등)
- 핵분열 생성물: ^{90}Sr, ^{137}Cs, ^{129}I, ^{99}Tc 등

이 중 중성자 선원항은 모두 악티나이드 물질의 (α, n) 반응 및 자발핵분열에 의해 결정되며 특히, 사용후핵연료에 포함된 자발핵분열 핵종들 중 ^{244}Cm 핵종이 가장 지배적인 중성자 방출 물질인 것으로 나타났다[3].

이에 따라 ^{244}Cm에 의한 중성자 선원 검출 및 분석을 통해, 사용후핵연료의 연소도를 측정하고 분석할 수 있다. 이에 본 연구에서는 사용후핵연료의 연소도 측정 및 분석을 위해 비례계수관 검출기인 ^{3}He (Helium-3) 챔버를 이용해 중성자 측정 시스템을 제작하고, 주요 핵종 측정을 통해 검출성능을 평가하였다.

2. 재료 및 방법

2.1. 중성자 측정 시스템 설계 및 구성

2.1.1. 중성자 측정 검출부 설계

사용후핵연료 집합체로부터 발생하는 고준위 중성자 및 감마선 환경하에서 중성자의 측정 및 분석을 위하여 가스형 검출기인 ^{3}He 챔버를 중성자 측정 시스템의 검출부로 구성하였다. 중성자 측정 시스템은 ^{3}He 챔버, 신호처리모듈로 구성된다.

^{3}He 챔버는 원통 형태의 ^{3}He-2528 (LND)을 사용하였고, 검출 영역은 203.2 mm이며, 검출효율은 28 cps nv^{-1}, 구동전압은 1,250 V 이하이다.

Fig. 1은 중성자 측정용 ^{3}He 챔버와 구조도이다.

2.1.2. 신호처리부 설계

신호처리부는 고전압 공급기 (High voltage power, Ortec)와 전치증폭기 (Preamplifier, Canberra), 성형증폭기 (Amplifier, Ortec), 다중채널분석기 (Multi-channel analyser, Amptek) 그리고 NIM Rack (Caen) 등으로 구성된다.

^{3}He 챔버에서 발생된 전하신호들은 전치증폭기를 통해 전압신호로 바뀌며, 성형증폭기를 통해 가우시안 형태로 변환 후 다중채널분석기를 통해 스펙트럼 신호로 변환된다. Fig. 2는 설계된 중성자 측정 시스템의 개요도이다.

3. 결과 및 고찰

3.1. 중성자 검출특성 평가

중성자 측정 시스템의 검출특성 평가 시, 사용후핵연료 연소도 분석의 주요 중성자 지표 핵종인 ^{244}Cm와 유사한

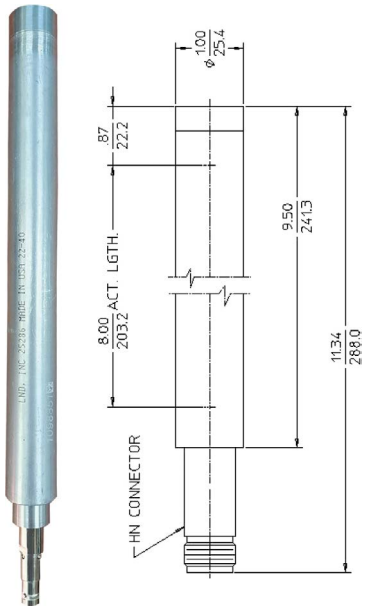

Fig. 1. ^{3}He-2528 chamber.

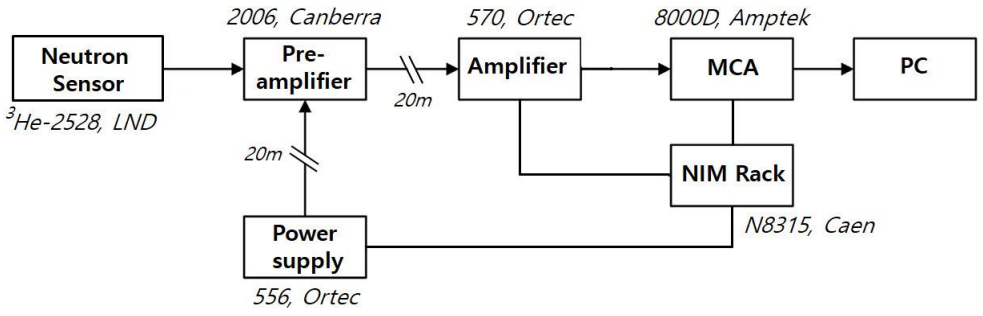

Fig. 2. Schematic diagram of system for neutron measurement.

Fig. 3. ^{3}He chamber and ^{252}Cf calibration source.

Table 1. Nuclide information of ^{244}Cm and ^{252}Cf

Characteristic	^{244}Cm	^{252}Cf
Half life (year)	18.11	2.64
Neutron average energy (KeV)	2,060	2,130
Specific activity (Ci g^{-1})	0.80×10^{2}	0.53×10^{3}
Neutrons emitted per spontaneous fission	2.71 ± 0.01	3.76 ± 0.01
Emission rate (n s^{-1}) per μg	11.30	2.34×10^{6}

중성자 교정선원 ^{252}Cf (90 μCi)을 사용하여, 중성자를 측정 및 평가하였다 (Fig. 3).

중성자 측정 원리는 ^{3}He 기체와 챔버 내로 입사하는 중성자/열중성자의 반응으로 발생하는 ^{3}H (Tritium, 0.191 MeV)과 P (Proton, 0.573 MeV)의 하전입자를 측정하는 것이다 [4].

- ^{3}He + 중성자 반응식

중성자는 아래 식과 같이 ^{3}He 기체와 반응하여 ^{3}H, P과 0.764 MeV의 에너지로 변환된다.

$$^{3}He + n \rightarrow {}^{3}H + p + 0.764\,MeV(Q\text{-}value)$$

$$E_{^{3}H} = 0.19\,MeV,\ E_{P} = 0.573\,MeV$$

Table 1은 ^{244}Cm와 ^{252}Cf의 핵종특성을 보여준다 [5].

Fig. 4는 ^{252}Cf 교정선원을 100초 동안 측정한 중성자 에너지 스펙트럼을 보여준다.

중성자 에너지 스펙트럼 측정을 통해, ^{3}He 챔버 내 ^{3}He 기체와 중성자가 반응하여 발생하는 0.764 MeV의 Q값 피크를 확인할 수 있었다 [6].

3.2. 중성자 검출효율 평가

중성자 측정 시스템의 중성자 검출효율을 평가하기 위

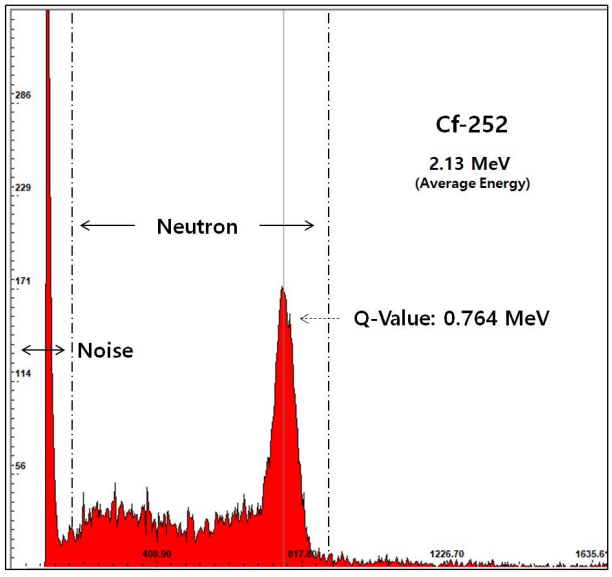

Fig. 4. Energy spectrum of ^{252}Cf measured with ^{3}He detector.

Fig. 5. ^{3}He chamber, moderator and ^{252}Cf calibration source.

해 감속재 HDPE (High Density Polyethylene) 두께에 따른 Q값 (0.764 MeV) 피크 영역의 중성자 선량 변화를 측정하였다 (Fig. 5).

감속재 HDPE는 핵분열 반응으로부터 생성된 약 2 MeV의 평균 에너지를 가진 고속중성자들을, 핵분열성 핵종들과 보다 쉽게 반응하도록 0.1 eV 이하의 에너지를 가진 열중성자들로 감속시키는 역할을 한다.

Fig. 6은 감속재 HDPE 두께에 따라 ^{252}Cf 교정선원을 100초 동안 측정한 중성자 에너지 스펙트럼을 보여준다.

Fig. 7은 감속재 HDPE 두께에 따라 측정된 ^{252}Cf 교정선원의 중성자 선량 변화율을 보여준다.

^{3}He 챔버와 ^{252}Cf 교정선원 사이의 거리는 10 cm이며, 감속재 HDPE 두께 (~7 cm)에 따른 중성자 선량 측정 시, 감

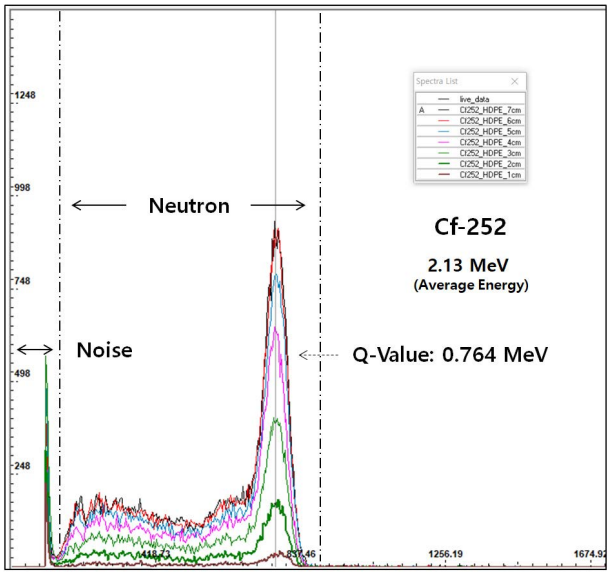

Fig. 6. Energy spectra of ^{252}Cf measured with ^{3}He chamber according to thickness (~7 cm) of moderator.

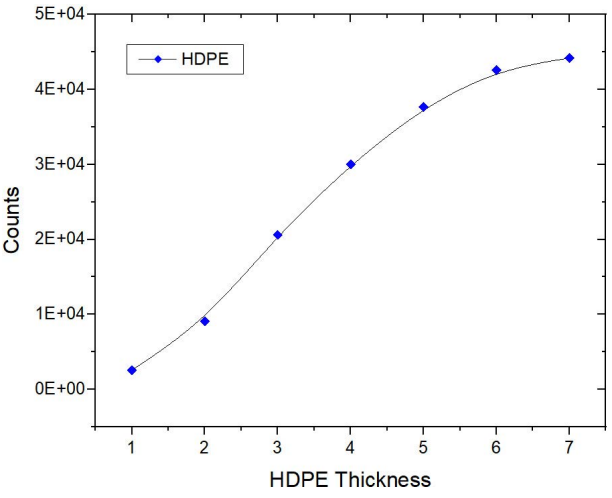

Fig. 7. Neutron counts of ^{252}Cf measured with ^{3}He chamber according to thickness of moderator.

속재 두께에 따라 선량이 선형적으로 증가하였으며, 감속재 두께 7 cm에서 감속재 두께 1 cm 대비 약 17배의 선량 증가율을 보였다.

감속재 적용 후에도 중성자 반응(^{3}He, n)에 의한 Q값(0.764 MeV) 피크를 확인할 수 있었다.

이에 따라 중성자 측정 시스템 설계 및 제작 시 적용되는 감속재 HDPE의 두께에 따른 중성자 검출효율의 최적화가 가능하다.

Fig. 8. ^{3}He chamber, moderator, ^{252}Cf and ^{137}Cs calibration sources.

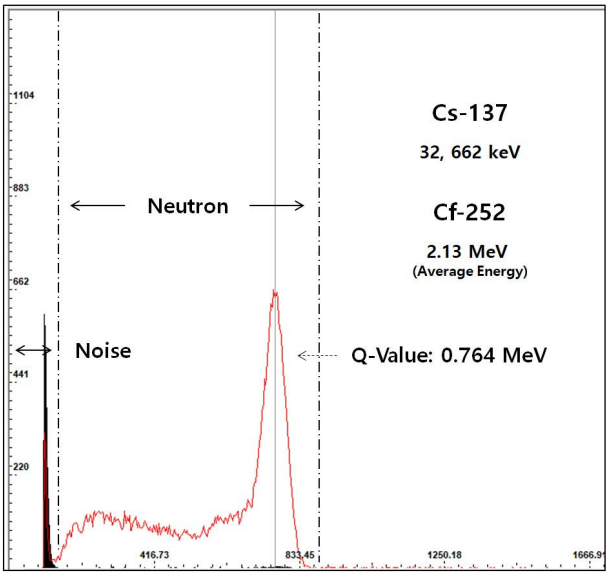

Fig. 9. Energy spectra of ^{252}Cf, ^{137}Cs measured with ^{3}He chamber.

3.3. 감마선 간섭반응 평가

중성자 측정 시스템의 감마선 간섭 평가를 위해, 사용후 핵연료 연소도 분석의 주요 감마 지표 핵종인 ^{137}Cs (662 keV)을 교정선원(85 μCi)으로 사용하여 중성자 측정 시스템의 감마선 반응도를 평가하였다(Fig. 8).

Fig. 9는 ^{252}Cf와 ^{137}Cs 각 교정선원을 100초 동안 측정한 에너지 스펙트럼을 보여준다.

중성자 측정 시스템의 감마선 간섭을 평가하기 위해 ^{252}Cf와 ^{137}Cs의 동시측정 시, ^{252}Cf에 의한 Q값(0.764 MeV) 피크는 감마선 영향 없이 검출되는 반면, ^{137}Cs에 의한 감

마선 피크(662 keV)는 검출되지 않았다.

이에 따라 사용후핵연료 집합체에서 발생하는 다양한 핵종에 의한 중성자 및 감마선 환경하에 중성자 측정 시스템의 안정적 운영성과 연소도 분석을 위한 주요 지표 핵종의 측정 및 분석 가능성을 확인하였다.

4. 결 론

본 연구는 사용후핵연료의 연소도 측정 및 분석을 위해 중성자 측정 시스템을 제작하고, 주요 핵종의 측정과 분석을 통해 시스템의 성능을 평가하였다. 제작된 중성자 측정 시스템은 ^{3}He 챔버, 신호처리 모듈, 감속재로 구성되었으며, 사용후핵연료 연소도 평가의 주요한 핵종인 ^{252}Cf와 ^{137}Cs을 측정하고 분석하였다. 성능 평가를 통해 사용후핵연료 집합체에서 발생하는 다양한 핵종에 의한 중성자 및 감마선 환경에서 중성자 측정 시스템의 운영성과 검출 성능을 확인할 수 있었다. 이에 따라 본 연구를 기반으로 감마선/중성자 복합검출 시스템 시작품을 개발하여, 사용후핵연료 연소도 실증 평가를 위한 연구에 적용할 계획이다.

사 사

본 연구는 한국에너지기술평가원 재원으로, 원전 안전운영을 위한 핵심소재, 부품, 장비 국산화 기술개발사업 '사용후핵연료 연소도 측정 설비 기술개발(과제번호: 20222B10100060)'에 의해 수행되었으며, 그 지원에 감사드립니다.

참고문헌

1. LEE SH, KIM SH, Shin CM and Jung HR. 2022. Evaluation of thermal and structural properties of spent nuclear fuel disposal system with different canister materials. *J. Radiat. Ind.* **16**(4):473-483. https://doi.org/10.23042/radin.2022.16.4.473.
2. 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. CI:G704-001034.2010.35.1.004.
3. 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.
4. Knoll GF. 2000. Radiation detection and measurement. 3th ed. pp. 508-509. John Wiley & Sons, Inc. New York.
5. Radev R and McLean T. 2020. Characterization of ^{244}Cm neutron sources. *Appl. Radiat. Isot.* **163**:1-9. https://doi.org/10.1016/j.apradiso.2020.109225.
6. 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.