Journal of RADIATION INDUSTRY
Vol. 19, No. 4, pp. 533-537, 2025
https://doi.org/10.23042/radin.2025.19.4.533

Technical article

사용후핵연료 연소도 측정을 위한 ^{3}He 검출기의 중성자 계측 효율 연구

박광헌[1] · 성진현[1] · 권서영[2] · 송양수[2] · 이운장[2] · 박혜민[2,*]

[1]경희대학교, [2](주)오리온이엔씨

A Study on the Neutron Detection Efficiency of ^{3}He Detector for Measuring the Burnup Profile of Spent Nuclear Fuel

Kwang Heon Park[1], Jin Hyun Sung[1], Seo Young Kwon[2], Yang Soo Song[2], Un Jang Lee[2], and Hye Min Park[2,*]

[1]Kyunghee University, 1732, Deogyeong-daero, Giheung-gu, Yongin-si 17104, Republic of Korea
[2]Orion ENC, 37, 22 Gil Seongsui-ro, Seongdong-Gu, Seoul 04798, Republic of Korea

ABSTRACT Accurate burnup assessment of spent nuclear fuel (SNF) is critical for nuclear material accountancy and non-proliferation measures. This study focuses on establishing the neutron detection efficiency of a ^{3}He detection system, a key tool for the non-destructive assay of SNF. Experiments were conducted using a ^{252}Cf standard neutron source in a water tank, complemented by detailed MCNP(Monte Carlo N-Particle) simulations that replicated the experimental geometry. The measured detection rates showed good agreement and consistent proportionality with the MCNP-calculated reaction rates across various source–detector distances. Based on this comparative analysis, the detection efficiency of the ^{3}He system was estimated to be approximately 60%. The established detection efficiency improves the reliability of the neutron measurement system and significantly contributes to the characterization and safety verification required for the dry-storage transfer of domestic SNF.

Key words: Spent Fuel, Burnup Profile, Mcnp, Detector, Neutron

1. 서 론

원자력 발전의 안정적 운영을 위해, 사용후핵연료(Spent Nuclear Fuel, SNF)를 안전하고 효율적으로 관리하는 것은 국가 에너지 안보와 지속가능한 핵주기의 핵심 과제이다. SNF는 핵분열 생성물과 초우라늄 원소를 포함하며, 방사선 방출 특성 및 핵종 조성은 핵연료의 연소도(Burnup)와 연소 이력(Irradiation History)에 의존한다. 따라서 연소도 평가는 핵물질 관리, 잔열 평가, 그리고 핵비확산 조치(Non-Proliferation Measures) 이행의 중요한 기반이 된다[1]. 현재 국내 발전소의 습식저장조(Wet Storage Pool)는 저장 용량이 설계 한계에 근접하고 있어, 장기 저장에 유리한 건식저장시설(Dry Storage Facility)로의 SNF 이전이 필수적으로 요구된다[2]. 이 건식저장 이송 과정에서는 임계 안전성 및 차폐 성능 보장을 위해, 저장 이력과 독립적으로 연소도에 의해 결정되는 핵연료의 방사선 방출 특성과 핵종 분포를 비파괴적으로 확인하는 정밀한 검증 절차가 반드시 수반되어야 한다.

이러한 비파괴 검증(Non-Destructive Assay, NDA) 방법 중, 초우라늄 원소들의 자발 핵분열 특성을 반영하는 중성자 방출률 측정은 연소도 평가에 가장 효과적이고 신뢰성 높은 수단으로 인식된다[3]. 본 연구는 높은 중성자 포획 단면적과 낮은 감마선 민감도를 갖는 ^{3}He 중성자 검출기를 사용하여 SNF의 중성자 방출률을 측정하려 한다. 그러나 핵연료집합체의 복잡한 기하학적 구조, 습식저장 환경 내 감속재(물)의 영향, 그리고 중성자 스펙트럼 변화 등을 고려할 때, 측정 시스템의 정확한 측정 효율(Detection Efficiency)에 대한 정보는 규제 요건 충족 및 측정 정확도 보장에 필수적이다. 이에 본 연구에서는 측정 효율을 정밀히 산출하고자 중성자 표준 선원인 ^{252}Cf를 이용한 실험적 측정과, 실험환경을 정밀하게 모사할 수 있는 범용 몬테카를로 코드인 MCNP 6.1을 활용한 전산학적 계산을 병행하여 측정효율을 추정하였다. 본 논문에서는 이러한 상호 보완적 방법을 통해 ^{3}He 중성자 측정 시스템

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

Copyright© 2025 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 1 December 2025 **Revised** 24 December 2025 **Accepted** 24 December 2025

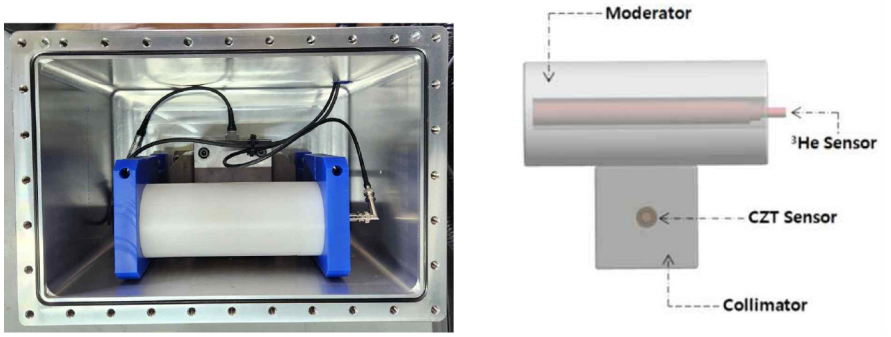

Fig. 1. Internal configuration and 3D structural model of neutron measurement system.

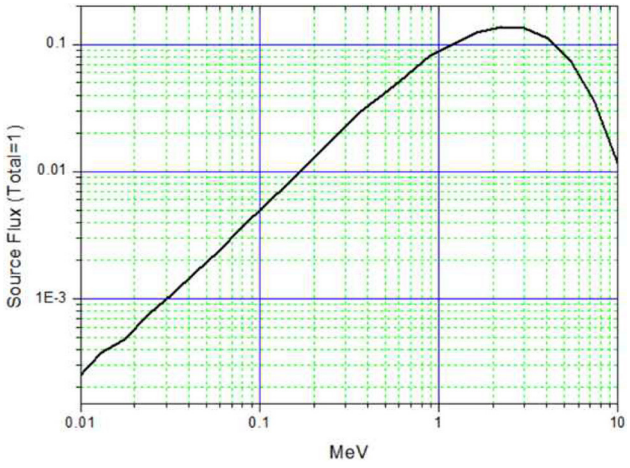

Fig. 2. Neutron energy distribution of ^{252}Cf.

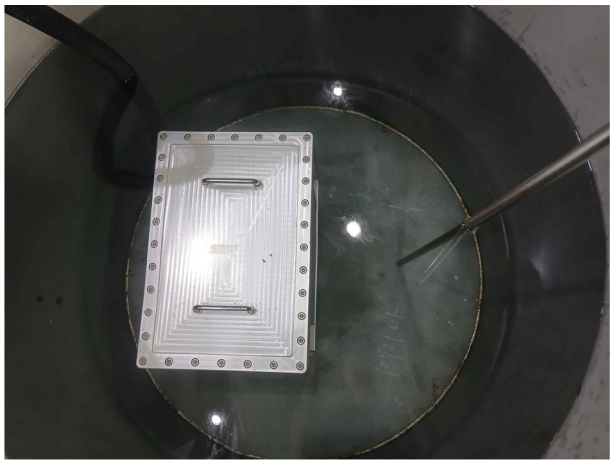

Fig. 3. Water tank and neutron measurement system.

의 신뢰도를 향상시키고, 이를 기반으로 국내 사용후핵연료(SNF)의 건식저장 이송 시 요구되는 특성 검증 및 안전 관리 체계 구축에 기여하고자 한다.

2. 재료 및 방법

2.1. 실험 및 전산 모사 방법

2.1.1. ^{3}He 중성자 측정 시스템 구조

본 연구에서 활용된 중성자 검출기는 원통 형태의 ^{3}He-2528 (LND)를 사용하였고, 검출 영역은 203.2 mm이며, 충전압력은 3,040 Torr, 검출효율은 28 cps/nv, 구동전압은 1250 V 이하이다 [4]. 중성자 검출 효율을 극대화하기 위해, 중성자를 열중성자로 감속시키는 30 mm 두께의 고밀도 폴리에틸렌(HDPE)을 적용하였으며, 감마선 검출기(CZT)와 함께 하나의 통합된 측정 시스템으로 구성되어 있다.

Fig. 1은 중성자 측정 시스템의 내부구조와 3D 구조를 보여준다.

2.1.2. 중성자 측정실험

중성자 측정 및 분석 시, 사용후핵연료 연소도 분석의 주요 중성자 지표 핵종인 ^{244}Cm와 유사한 중성자 표준선원 ^{252}Cf (90 μCi)을 사용하여, 중성자를 측정 및 평가하였다. ^{252}Cf 선원의 중성자 발생률은 1μCi당 약 4316 n/s이므로, 반감기를 고려 시, 측정일 기준 초당 2.204×10^{5}개의 중성자를 발생시키는 것으로 계산되었으며, 실험결과 분석에 이 중성자 발생률을 적용하였다[5]. Fig. 2는 ^{252}Cf 선원에서 발생되는 중성자의 에너지 분포를 보여준다.

중성자 측정실험을 위해, 체적 1 (Ø)×1.2 (H) m, 두께 12 mm 탄소강(SS400)의 수조를 설계하고 제작하였다. Fig. 3은 제작된 수조와 중성자 측정 시스템을 보여준다. 중성자 측정실험은 공기 및 수중(물 600 L) 환경으로 수행하였고, 실험 조건으로는 ^{252}Cf 선원과 중성자 측정 시스템간 거리 변화(0~20 cm)에 따른 중성자 계측률을 평가하였다.

2.1.3. 중성자 계산모델

중성자 계측률 계산을 위해 MCNP를 사용하여 실험 환경과 특성을 모사한 모델을 구현 및 정의하였다. Fig. 4는 구현된 수조 환경과 중성자 측정 시스템 모델을 보여준다.

측정실험 조건과 동일하게 ^{252}Cf 선원과 중성자 측정 시스템간 거리 변화(0~20 cm) 변수를 적용하고, F4 tally를 사용하여 중성자 측정 시스템 내 ^{3}He 검출기에서의 중성자(n,p) 반응률을 계산하였다.

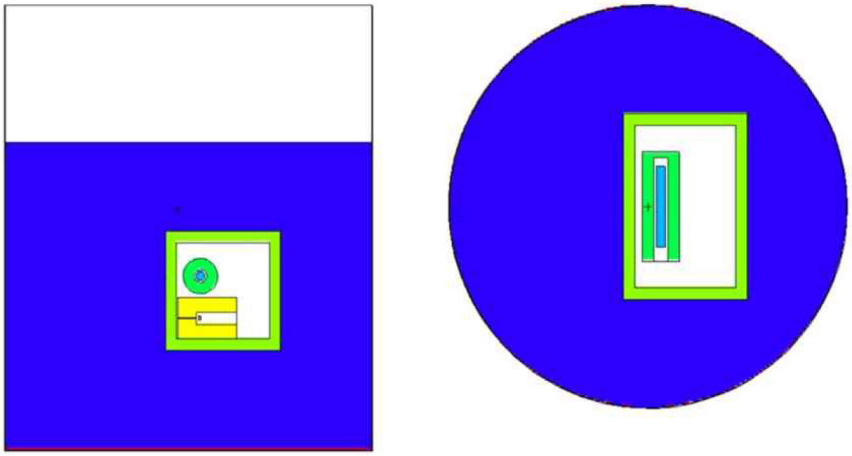

Fig. 4. Geometrical configuration of the water tank and neutron measurement system implemented in MCNP.

3. 결과 및 고찰

3.1. 실험 및 전산모사 결과 비교

3.1.1. 공기 및 수중 중성자 계측률 비교

중성자 측정 시스템과 전산모사 모델을 통해 교정선원 ^{252}Cf을 사용하여, 중성자 계측률 및 에너지 스펙트럼을 측정 및 분석하였다. Fig. 5와 Table 1은 측정 및 계산된 중성자 에너지 스펙트럼과 계측값/반응률을 보여준다.

공기 및 수중 환경에서 ^{252}Cf 선원과 중성자 측정 시스템간 거리 변화(0~20 cm)에 따른 중성자 에너지 스펙트럼 측정 시, 두 측정환경 모두에서 ^{252}Cf의 자발 핵분열 시 방출하는 중성자와 ^{3}He 검출기 내 ^{3}He 기체와 반응하여 발생하는 0.764 MeV의 Q값 피크를 확인할 수 있었다[6].

Fig. 6은 Table 1에 제시된 수치를 시각적으로 도식화하여 보여준다. 각 매질 조건에서 0 cm 위치의 값을 기준으로 정규화(normalization)하여 도시하였다. 그 결과, 두 값은 측정 거리에 따라 모두 선형적으로 감소하는 경향을 나타내며, 거리 변화에도 불구하고 계산값과 측정값 간의 차이는 일정한 비율로 유지된다. 이를 통해 공기 및 수중 조건에서 중성자 신호의 거리 의존적 감쇠 특성에 대해 계산 결과와 실험 결과 간의 상호 일치성이 양호함을 확인할 수 있다.

또한 측정거리 10 cm를 기준으로 측정 거리가 짧은 경우, 수중에서의 계측률이 공기 중 계측률보다 높은 경향을 보인다. 이는 수중 매질을 통과하는 중성자가 산란에 의해 감속되며, 감속된 저에너지 중성자가 ^{3}He 검출기와의 반응 확률을 증가시키기 때문이다. 반면, 공기 중에서는 중성자와 매질 간 충돌이 적어 감속이 덜 발생하므로, 중성자의 평균 에너지가 상대적으로 높아 반응률이 감소한다. Table 1의 반응률 계산값 결과에서도 측정거리가 0 cm인 경우, 수중에서 저에너지 중성자 비율이 공기 중보다 현저히 높음을 확인할 수 있다.

그러나 검출기와 선원 간 거리가 증가하면, 물에서의 중성자 흡

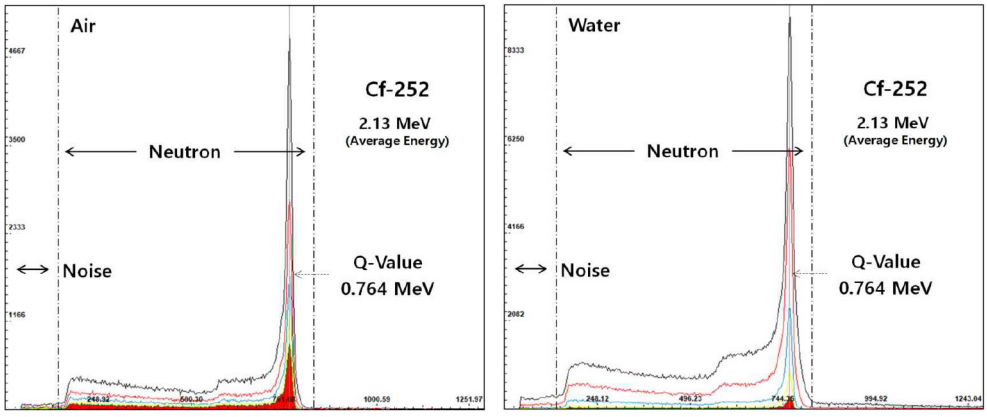

Fig. 5. Energy spectra ^{252}Cf measured with neutron measurement system

Table 1. Measured neutron count rates and reaction rates

Position	Experimental values				Calculated values			
	Air		Water		Air		Water	
	Q-value (0.764 MeV) counts/s	Total counts/s	Q-value (0.764 MeV) counts/s	Total counts/s	Total neutron reaction rate (reactions/sec)	Error rate	Total neutron reaction rate (reactions/sec)	Error rate
0 cm	337.71	1313.25	796.53	3830.82	2.30859E+03	0.0037	6.16174E+03	0.0022
5 cm	210.14	696.55	489.37	1888.46	1.16634E+03	0.0023	2.78887E+03	0.0014
10 cm	131.89	423.86	185.48	600.58	7.04155E+02	0.003	9.77748E+02	0.0023
15 cm	87.56	285.17	59.55	191.98	4.68371E+02	0.0037	3.38799E+02	0.0038
20 cm	62.89	204.26	19.95	65.47	3.32313E+02	0.0044	1.20134E+02	0.0062

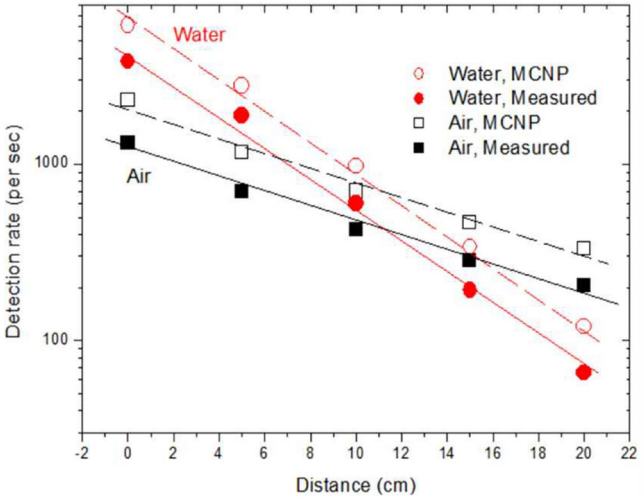

Fig. 6. Comparison of measured neutron count rates and calculated reaction rates.

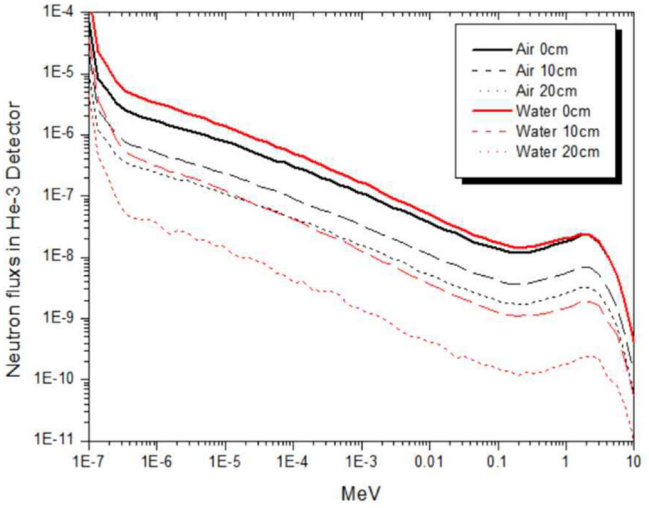

Fig. 7. Energy distribution of neutrons within the ^{3}He detector calculated using MCNP.

수 효과로 인해 ^{3}He 검출기에 도달하는 중성자의 전체 수가 감소하게 된다. 따라서 거리 10 cm 이상에서는 공기 중 계측률이 수중 계측률보다 높게 나타난다. Fig. 7에 제시된 MCNP 계산 결과를 통해, 측정 거리가 증가함에 따라 수중 중성자속이 공기 중 중성자속에 비해 상대적으로 더 크게 감소하는 경향을 확인 할 수 있다. 이러한 결과는 본 실험에서 사용된 반응률 모델이 측정값을 신뢰성 있게 재현하고 있음을 시사한다.

3.1.2. 중성자 측정 시스템의 측정 효율

실험을 통해 측정된 계측률과 전산모사를 통해 계산된 계측률을 Fig. 8에 나타내었다. 실험 계측률은 ^{252}Cf 스펙트럼의 Q값 피크영역 면적(Peak)과 스펙트럼 전체 면적(Total)으로 구분하여 평가하였으며, Peak 계측률과 Total 계측률은 일정한 비율로 상호 비례 관계를 보였다. 또한, 실험 계측률은 MCNP 계산 계측률과도 일정한 비례 관계를 나타내어, 계산 모델이 실험 결과를 안정적으로 재현함을 확인할 수 있다.

전산모사로부터 도출된 계측률을 기준으로 중성자 측정 시스템의 실측 효율을 평가하였으며, 이는 계산에서 예측되는 계측률 대비 실제 검출기에서 측정된 계측률의 비율로 정의된다. 실험과 계산 계측률의 비교를 통해 본 연구에서 사용된 중성자 측정 시스템의 측정 효율은 Peak 계측률 기준 17.3±2.0 %, Total 계측률 기준 60.2±3.7 %로 산정되었다.

4. 결 론

본 연구에서는 ^{3}He 검출기를 활용한 중성자 측정 시스템의 측정 효율을 정량적으로 평가하기 위해 ^{252}Cf 표준선원 실험과 MCNP 전산모사를 병행하였다. 공기 및 수중 조건에서 측정거리에 따른 계측률을 측정한 결과, ^{3}He (n,p) 반응의 Q값인 0.764 MeV 피크가 명확히 관측되었으며, 계산값과 실측값 또한 비교 평가 시 전 범위에서 일정한 상관성이 확인되어 본 중성자 측정 시스템의 측정 효율이 약 60% 수준으로 산정되었다. 추후 적용될

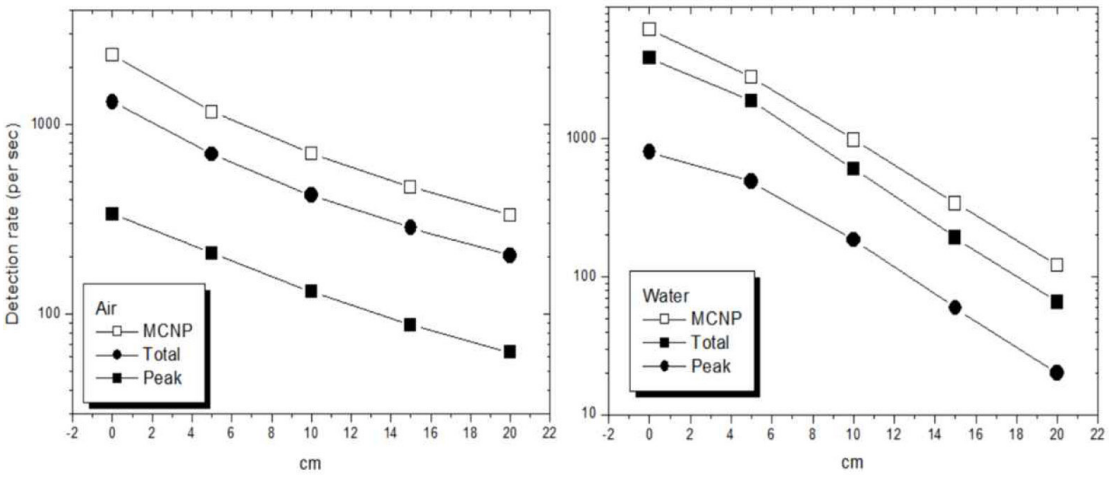

Fig. 8. Comparison of experimental and calculated neutron count rates

원전 환경에서는 측정 시스템의 물리적 비이상성 및 복합 환경적 요소가 존재 할 것으로 예상되지만, 추가적인 변수 요소들을 반영한다면 이와 같은 전사모사 기반의 예측 신뢰성을 높일 수 있을 것으로 기대한다.

사 사

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

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. CI:G704-001034.2010.35.1.004.
2. MOTIE. References on High-Level Radioactive Waste. https://www.motie.go.kr/kor/article/ATCL3f49a5a8c/166780/view.
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. 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.
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.