Journal of RADIATION INDUSTRY
Vol. 18, No. 2, pp. 133-140, 2024
https://doi.org/10.23042/radin.2024.18.2.133

Original article

경수로 사용후핵연료 건식저장용기 간 중성자 표면선속 간섭률 평가

곽민우[1] · 이신동[1] · 김광표[1,*]

[1]경희대학교 원자력공학과

Evaluation of Neutron Flux Accounting for Shadowing Effect Among the Dry Storage Casks

Min Woo Kwak[1], Shin Dong Lee[1], and Kwang Pyo Kim[1,*]

[1]Department of Nuclear Engineering, Kyung Hee University, 1732 Deokyoungdae-ro, Giheung-gu, Yongin-si, Gyeonggi-do 17104, Republic of Korea

ABSTRACT The Korean 2nd basic plan for management of high-level radioactive waste presented a plan to manage spent nuclear fuel through dry storage facilities in NPP on-site. For the construction and operation of the facility, it is necessary to develop the monitoring system of the integrity of spent nuclear fuel before operation. NUREG-1536 recommends that the theoretical cask array, typically in the 2×10 array, should account for shadowing effect among the dry storage casks. The objective of this study was to evaluate neutron flux accounting for shadowing effect among dry storage casks. The neutron release rate was evaluated using ORIGEN based on the design basis fuel condition. And the simulation of dry storage casks and evaluation of the shadowing effect were performed using MCNP. Shadowing effect of other dry storage casks was the highest at the center of the dry storage facility of the 2×10 array compared with the outside of the cask. The shadowing effect of neutron flux on the surface among the metal casks was approximately 18% at point 1, 23% at point 2, and 43% at point 3. For the concrete casks, the shadowing effect of neutron flux on the surface was approximately 46% at point 1, 51% at point 2, and 52% at point 3. This means that correction is necessary to monitor the integrity of spent nuclear fuel in each dry storage cask through evaluation of shadowing effect. The results of this study will be used for comparative analysis of neutron measurement data from spent nuclear fuels in dry storage cask. Additionally, the neutron flux evaluation procedure used in this study could be used as the basic data of safety assessment of dry storage cask and development of safety guide.

Key words: Spent nuclear fuel, Dry storage cask, Neutron, Surface flux, Shadowing effect

1. 서 론

현재 국내에서 운영 중인 원자력발전소에서 매년 약 800 MTU (Metric Tons Uranium)의 사용후핵연료가 소내 습식 저장시설에 저장된다. 하지만 사용후핵연료 소내 습식 저장시설은 2031년부터 고리와 한빛 원자력발전소를 시작으로 포화될 것으로 예상된다. 이에, 제2차 고준위 방사성폐기물 관리 기본계획에서는 원전 부지 내 건식 임시저장시설을 통한 사용후핵연료 관리 계획을 명시하였다[1].

국제원자력기구(International Atomic Energy Agency; IAEA)에서는 사용후핵연료 장기저장 시 안전한 관리를 위해 정기적인 감시를 요구하고 있다[2]. 사용후핵연료는 육안으로 확인하기 어렵도록 밀봉된 형태로 저장되므로 방사선 계측 기반의 감시기술과 차폐 평가가 필요하다. 따라서 국제적으로 건식저장용기 내 사용후핵연료 건전성 감시를 위해 방사선 계측 기반의 다양한 건전성 감시 방법론에 대한 연구와 차폐 평가 연구를 수행하고 있다. 국제원자력기구에서는 속중성자 액체 섬광계수기를 활용한 감시기술 및 방법론에 대한 연구를 수행하였다[3]. 미국 원자력규제위원회(Nuclear Regulatory Commission; NRC)에서는 사용후핵연료 건식저장용기 및 건식저장시설에 대한 차폐평가 방법론을 제시하고 있다[4-6]. 국내에서도 사용후핵연료 건전성 확보를 위해 ^{4}He 가스 섬광검출기를 이용한 속중성자 계

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

Copyright© 2024 by Korean Society of Radiation Industry

*Corresponding author: Kwang Pyo Kim
Tel: +82-31-201-2560, Fax: +82-31-273-3592, E-mail: kpkim@khu.ac.kr

Received 29 May 2024 Revised 17 June 2024 Accepted 17 June 2024

측 기반의 현장 감시기술 개발 연구를 수행한 바 있다[7]. 그리고 사용후핵연료 중간저장시설에 대한 차폐 안전성 측면의 통제구역경계에서 연간선량 만족여부에 대한 연구가 활발히 수행되었다[8-11].

미국 원자력규제위원회에서는 사용후핵연료 건식저장시설 차폐 평가 수행 시 건식저장용기 배열에 따라 평가를 수행해야 함을 명시하고 있다. 또한 최소 20 개(2×10 배열)의 건식저장용기 간의 간섭 영향을 나타내야 함을 명시하고 있다[6]. 2×10 배열 내 건식저장용기의 방사선 측정에는 타 건식저장용기로부터 방출되는 방사선에 의한 간섭이 존재하므로, 단일 건식저장용기에 대한 측정값이 과대평가될 개연성이 있다. 국외 및 국내에서는 사용후핵연료 건전성 감시기술에 대한 연구와 건식저장용기 및 건식저장시설에 대한 차폐평가, 선속평가 등의 연구가 다수 수행되었다. 하지만 단일 건식저장용기에 대한 방사선 측정과 2×10 배열 내 건식저장용기 간의 간섭 영향에 대한 연구는 미미한 실정이다. 따라서 사용후핵연료 감시기술 확립의 일환으로 최소 2×10 배열에서의 건식저장용기 간 간섭 영향을 파악하기 위한 건식저장용기 중성자 표면선속 및 간섭률에 대한 연구가 수행될 필요가 있다.

본 연구의 목적은 단일 경수로 사용후핵연료 건식저장용기의 중성자 선속과 2×10 배열 내 건식저장용기의 중성자 선속의 비교를 통해 경수로 사용후핵연료 건식저장용기 간 중성자 표면선속 간섭률을 평가하는 것이다. 이를 위해 사용후핵연료 설계기준연료 조건에 따른 중성자 선원항을 평가하였다. 그리고 간섭률 평가 대상 건식저장용기는 한국원자력환경공단에서 개발한 금속겸용용기와 콘크리트용기를 선정하였다. 선정된 건식저장용기의 재원, 물질정보를 바탕으로 전산모사를 수행하였으며, 최종적으로 중성자 표면선속 간섭률을 평가하였다.

2. 재료 및 방법

본 연구에서는 경수로 사용후핵연료 건식저장용기 간 중성자 표면선속 간섭률을 평가하였다. 먼저 ORIGEN 전산코드를 활용하여 에너지 구간별 중성자 생성률을 평가하고 축방향 출력분포를 정의하였다. 그리고 MCNP 전산코드를 활용하여 건식저장용기 간 중성자 표면선속 간섭률을 평가하였다.

2.1. 사용후핵연료 중성자 선원항 평가

사용후핵연료 중성자 선원항 평가를 위해서는 사용후핵연료 에너지 구간별 중성자 생성률 평가, 축방향 출력분포 정의를 수행하여야 한다. 중성자 생성률 및 축방향 출력분포는 초기 농축도, 연소도(비출력, 운전기간), 냉각기간에 따라 상이하게 나타난다[12]. 따라서 사용후핵연료 중성자 선원항 평가를 위한 설계기준연료 설정을 수행하여야 한다. 한국원자력환경공단에서는 습식 임시저장시설에 저장된 사용후핵연료 통계자료를 기반으로 설계기준연료 조건을 도출하였다[13]. 설계기준연료 조건은 사용후핵연료의 농축도, 연소도, 냉각기간, 건식저장용기의 기술적, 경제적 측면을 고려하여 도출되었으며, 이를 Table 1에 나타내었다. 국내 설계기준연료의 초기 농축도, 연소도, 냉각기간은 각각 4.5 wt% 이하, 45,000 MWD/MTU 이하, 10년 이상이다. 상기 조건은 2008년도를 기준으로 약 81%의 장전대상연료를 중간저장시설로 운반하기 위해 도출되었다.

사용후핵연료 에너지 구간별 중성자 생성률은 경수로 사용후핵연료 건식저장용기로부터 방출되는 중성자 선원세기를 정의하기 위해 필요하다. 사용후핵연료 에너지 구간별 중성자 생성률 평가는 미국 오크리지국립연구소(Oak Ridge National Laboratory; ORNL)에서 개발한 ORIGEN-ARP (Oak Ridge Isotope GENeration-Automatic Rapid Processing) 전산코드를 활용하여 수행하였다[14,15]. ORIGEN-ARP 전산코드는 사용후핵연료의 특성 및 선원항 평가를 수행할 수 있는 코드이다. 따라서 사용후핵연료 에너지 구간별 중성자 생성률 평가는 설계기준연료 조건에 따라 초기 농축도 4.5 wt%, 연소도 45,000 MWD/MTU, 냉각기간 10년, 웨스팅하우스(Westinghouse; WH) 17×17 형 핵연료집합체, 중성자 에너지 27구간 조건에서 수행하였다(Table 1).

사용후핵연료 중성자 축방향 출력분포는 사용후핵연료로부터 방출되는 중성자의 축방향 출력분포 정의를 위해 필요하다. 일반적으로 핵연료 연소 초기의 축방향 출력분포는 코사인 형태로 노출되어 있어 핵연료의 상하부보다 중심부에서 많은 연소가 이루어진다. 하지만 코사인 형태의 축방향 출력분포는 시간이 지남에 따라 핵분열생성물의 누적과 핵연료 손실에 의해 변형된다. 최종적으로 사용후핵연료 중심부에서의 출력분포는 핵연료 평균 출력분포의 약 1.1배 수준, 상하부에서의 출력분포는 핵연료 평균 출력분포의 약 0.5배 수준으로 나타난다[16]. 하지만 앞서 언급한 축방향 출력분포는 핵분열 시 생성된 핵분열생성물에 의한 감마선 축방향 출력분포와 비례관계를 가지므로 중성자에 대한 축방향 출력분포와는 상이한 경향을 보이고 있다. 중성자에 대한 축방향 출력분포는 미국 원자력규제위원회(NRC)에서 발간한 NUREG/CR-6802 보고서를 통해 제시되고 있다[5]. 상기 보고서에서는 중성자에 대한 축방향 출력분포가 감마선에 대한 축방향 출력분포의 4.0~4.2승에 비례함을 제시하고 있다. 따라서 사용후핵연료 중성자 축방향 출력분포는 감마선에 대한 축방향 출력분포의 4.2승을 적용하여 정의하였다.

2.2. 경수로 사용후핵연료 건식저장용기 간 중성자 표면선속 간섭률 평가

건식저장용기 간 중성자 표면선속 간섭률 평가를 위해서는 건식저장용기 전산모사와 중성자 표면선속 평가를 수행하여야 한다. 건식저장용기 간 간섭률 평가 대상 건식저장용기는 한국원자력환경공단에서 개발한 금속겸용용기 및 콘크리트용기를 선

Table 1. Specifications of the dry storage cask

Cask type	Specifications	Value
The metal cask	Capacity	21 Fuel assemblies (WH type or CE type)
	Design basis fuel	Initial Enrichment (wt% ^{235}U): 4.5 Burnup (MWD/MTU): 45,000 Cooling time (y): 10 Specific power (kW/assembly): 0.8
	Material	Cask: Carbon steel Canister: Stainless steel, BORAL
	Weight	104.7 ton (with spent nuclear fuel)
	Cooling type	Internal: Heat conduction External: Natural convection
The concrete cask	Capacity	21 Fuel assemblies (WH type or CE type)
	Design basis fuel	Initial Enrichment (wt% ^{235}U): 4.5 Burnup (MWD/MTU): 45,000 Cooling time (y): 10 Specific power (kW/assembly): 0.8
	Material	Cask: Concrete and carbon steel Canister: Stainless steel, BORAL
	Weight	148 ton (with spent nuclear fuel)
	Cooling type	Natural convection (4 inlets and outlets)

정하였다. 건식저장용기 전산모사 및 간섭률 평가를 위해 미국 로스알라모스 국립연구소(Los Alamos National Laboratory; LANL)에서 개발한 MCNP (Monte Carlo N-Particle) 전산코드를 사용하였다[17]. MCNP 전산코드는 일련의 난수를 반복적으로 발생시켜 가상의 모의실험을 수행하여 해를 도출하는 확률론적 평가를 수행할 수 있는 코드이다.

Table 1에 건식저장용기 간의 간섭률 평가 대상으로 선정한 건식저장용기의 설계 특성을 나타내었다[10,11,18-20]. 사용후핵연료가 장전되었을 때 금속겸용용기의 총 중량은 104.7 ton이며, 용기본체의 길이는 약 5.3 m이다. 콘크리트용기의 경우, 사용후핵연료가 장전되었을 때의 용기의 총 중량은 148.0 ton이며, 용기본체의 길이는 약 6.2 m이다. 그리고 금속겸용용기 및 콘크리트용기는 설계기준연료 조건에 따라 초기 농축도 4.5 wt% 이하, 연소도 45,000 MWD/MTU 이하, 냉각기간 10년 이상의 사용후핵연료만을 장전할 수 있도록 설계되었다.

Fig. 1에 금속겸용용기와 콘크리트용기의 차폐체 재원 및 두께를 나타내었다[18,19]. 금속겸용용기는 사용후핵연료 운반과 저장을 목적으로 개발되었으며, 사용후핵연료 집합체를 장전하기 위한 캐니스터, 중성자 흡수체, 열전달핀, 트러니언 등으로 구성되어 있다. 콘크리트용기의 경우, 사용후핵연료 저장을 목적으로 개발되었으며, 사용후핵연료 집합체 장전을 위한 캐니스터, 중성자 흡수체, 공기 유입구 등으로 구성되어 있다. 따라서

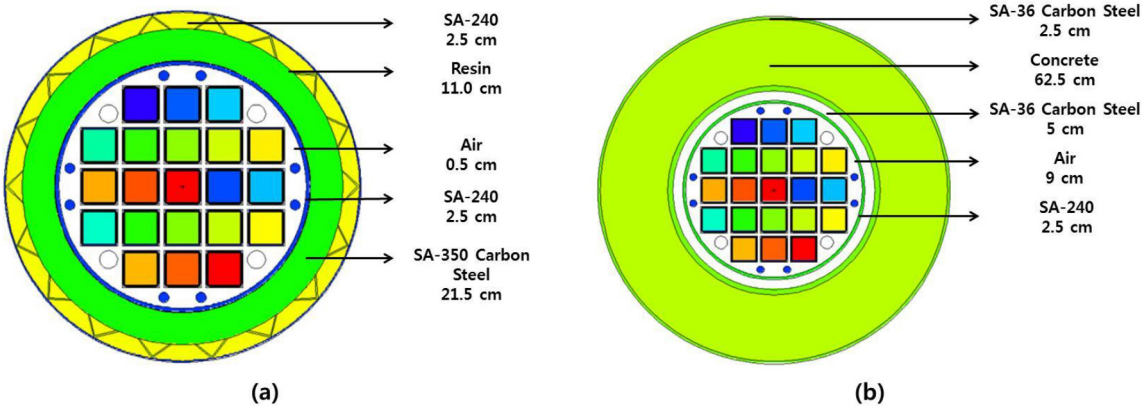

Fig. 1. Geometry and thickness information of shielding materials of the dry storage cask. (a) The metal cask, (b) the concrete cask

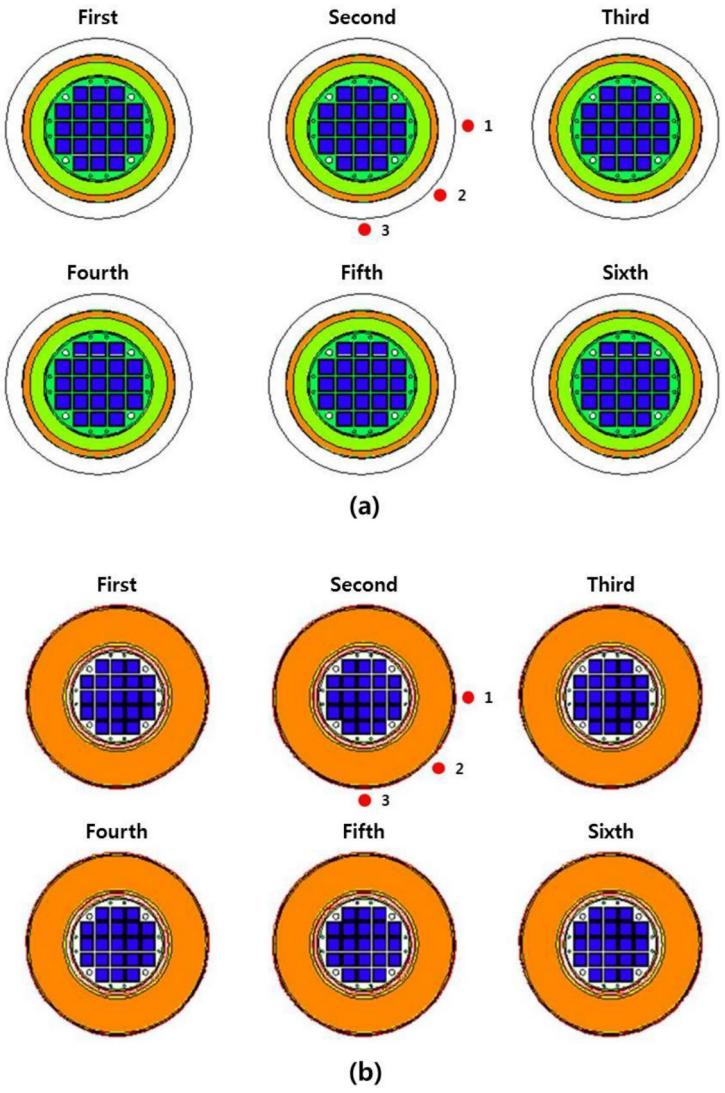

Fig. 2. The neutron flux evaluation points for the shadowing effect among the dry storage casks. (a) The metal casks, (b) the concrete casks

본 연구에서는 건식저장용기 간 간섭률 평가를 위해 Table 1 및 Fig. 1의 정보를 기반으로 건식저장용기 전산모사를 수행하였다.

건식저장용기 간 중성자 표면선속 간섭률 평가를 위해 간섭률 평가지점을 선정하였으며, 이를 Fig. 2에 나타내었다. 건식저장용기 간 중성자 표면선속 간섭률 평가지점은 6개의 건식저장용기를 대상으로 해당 용기의 중심으로부터 반경만큼 떨어져 있는 위치에 3개의 평가지점을 선정하였다. 간섭률 평가지점은 금속겸용용기 상하부의 트로니언, 콘크리트용기 상하부의 공기유입구에 의한 영향을 최소화하기 위해 용기 측면 높이의 중심부로 선정하였다. 건식저장용기 간 중성자 표면선속 간섭률 평가는 단일 건식저장용기에서의 선속, 2×10 배열 내 건식저장용기에서의 선속 비교를 통해 수행하였다. 선속 평가는 F5 tally를 활용하였으며, 단일 건식저장용기는 Fig. 2의 두 번째에 위치하고 있다.

3. 결과 및 고찰

3.1. 사용후핵연료 중성자 선원항 평가

Fig. 3에 경수로 사용후핵연료 설계기준연료 조건에 따른 에너지 구간별 중성자 생성률을 나타내었다. 에너지 구간별 중성자 생성률 평가 시 중성자 에너지 구간은 1.0×10^{-11}~20 MeV를 27 구간으로 세분하여 평가하였다. 중성자 생성률은 저에너지 구간에서는 일정하게 증가하지 않고 변동폭을 보였으며, 1.0×10^{-6}~1.4 MeV 구간에서는 일정한 비율로 증가하는 경향을 보였다. 사용후핵연료에서는 약 1.4 MeV의 중성자가 가장 많이 발생되며, 3.0 MeV 이상의 고에너지의 중성자는 에너지가 증가할수록 다시 감소하는 경향을 보였다.

에너지 구간별 중성자 생성률은 핵연료물질의 자발핵분열과 (α, n) 반응에 의해 생성되는 중성자를 의미하며, 주로 자발핵분

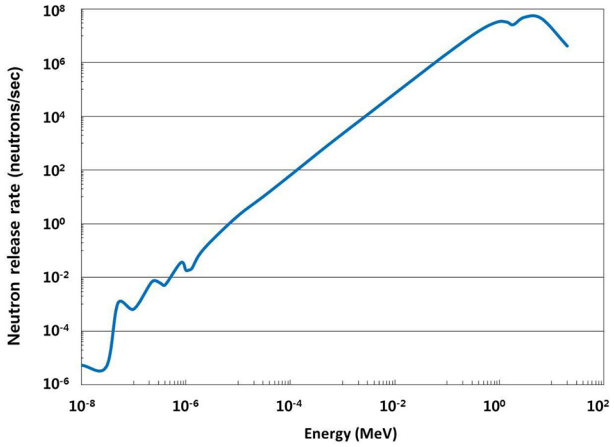

Fig. 3. Neutron release rate and energy spectra of the pressurized-water reactor spent nuclear fuels in Korea

열에 의해 중성자가 생성되는 것으로 나타났다. 그리고 에너지 구간별 중성자 생성률은 ^{242}Cm, ^{244}Cm의 자발핵분열에 의한 에너지 구간별 중성자 생성률과 유사한 경향을 나타내었다[21]. 설계기준연료 조건에서의 사용후핵연료 중성자 생성률 평가 결과 ^{244}Cm의 자발핵분열 반응에 의한 중성자 생성률이 전체 중성자 생성률의 약 96%를 차지하였다. 이는 ^{242}Cm는 사용후핵연료 인출 직후 5년 이내 동안 주요 중성자 방출핵종이며, ^{244}Cm는 사용후핵연료 인출 5년 이후 주요 중성자 방출핵종과 유사한 경향인 것으로 파악되었다[5].

감마선에 대한 축방향 출력분포의 4.2승을 적용하여 사용후핵연료 중성자 축방향 출력분포를 도출하였으며, 이를 Fig. 4에 나타내었다. 사용후핵연료 축방향 출력분포에 대한 연구 결과를 분석한 NUREG/CR-6801에 따르면 악티나이드뿐만 아니라 핵분열생성물을 포함한 축방향 출력분포 정보는 Cacciapouti et al.의 연구 결과를 통해 제시된다[16,22]. 해당 연구결과에서 제시하고 있는 축방향 출력분포 정보는 미국 20개의 원자력발전소를 대상으로 CE 16×16, WH 17×17 등 총 5개의 핵연료집합

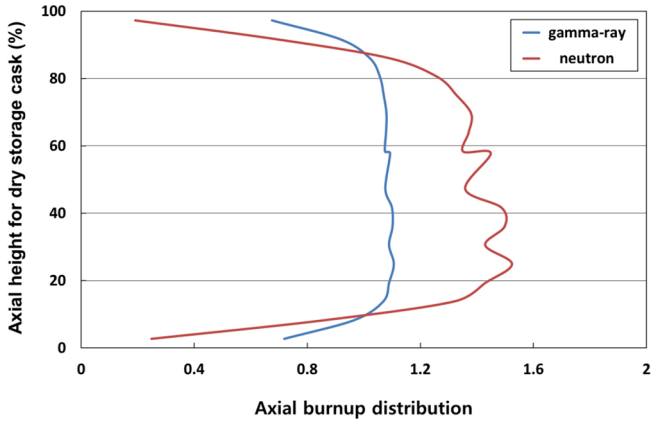

Fig. 4. Axial burnup distribution of neutron and gamma-ray

체 종류, 3,000~55,300 MWD/MTU 범위의 연소도, 1.24~4.75 wt% 범위의 농축도 등에 따른 총 3,169 다발의 정보를 포함하고 있다.

경수로 사용후핵연료 설계기준연료 조건인 WH 17×17, 45,000 MWD/MTU, 4.5 wt% 조건의 ^{235}U 연소 조건과 유사한 축방향 출력분포를 선정하였다. 선정된 축방향 출력분포 중 사용후핵연료 중심부 및 상하부에서 가장 보수적인 형태의 축방향 출력분포를 도출하여 이를 중성자 선원항에 적용하였다. 따라서 본 연구에서 정의한 중성자 선원항은 실제 원자로에서 연소된 핵연료와 같이 축방향 높이에 따른 출력분포가 반영되었다.

3.2. 경수로 사용후핵연료 건식저장용기 간 중성자 표면선속 간섭률 평가

경수로 사용후핵연료 건식저장용기 및 2×10 배열에 대한 MCNP 전산모사 결과를 Fig. 5에 나타내었다. 건식저장용기 내부에 장전된 21 다발의 사용후핵연료 집합체는 균질화를 가정하여 전산모사하였다. 일반적으로 균질화된 사용후핵연료 집합체 모델(Homogeneous material model)에 대한 방사선 차폐해석 결과는 각 연료봉을 세부적으로 모사한 모델(Pin-by-pin model)과 유사한 결과를 나타낸다[5,23-25]. 사용후핵연료 체결을 위한 상하부의 핵연료장전관 및 덮개 등의 구조는 단순화하여 전산모사하였다. 건식저장용기 배열 형태는 2×10 배열로 미국 원자력규제위원회에서 발간한 NUREG-1536 보고서에 따라 설정하였다[6].

Table 2에 건식저장용기별 상단, 측면, 하단 표면에서의 중성자 표면선속을 나타내었다. 측면의 경우 축방향에 따라 상부, 중심, 하부로 세분하여 중성자 표면선속을 평가하였다. 하단을 제외한 상단 및 측면에서의 중성자 표면선속은 콘크리트용기에 비해 금속겸용용기에서 더 높게 나타났다. 상단 및 측면에서의 콘크리트용기의 중성자 표면선속은 금속겸용용기 중성자 표면선속의 각각 11, 2% 수준으로 나타났다. 이는 콘크리트용기 차폐체 두께(약 160 cm)가 금속겸용용기 차폐체 두께(약 110 cm)에 비해 두껍기 때문이다. 콘크리트용기 하단의 경우 공기유입구에 의해 중성자 차폐가 거의 이루어지지 않아 상단 및 측면에 비해 상대적으로 높은 중성자 표면선속이 나타났다.

Fig. 6에 건식저장용기 간 중성자 표면선속 간섭률 평가 결과를 나타내었다. 모든 금속겸용용기에 선원이 존재하는 경우 지점 1, 지점 2, 지점 3에서의 중성자 표면선속은 각각 1,096, 1,194, 1,287 neutrons/cm^2-sec로 나타났다. 주변 용기로 인한 간섭 영향을 확인하기 위해 두 번째 위치한 금속겸용용기에 선원을 모사하지 않고 중성자 표면선속을 평가한 결과 지점 1, 지점 2, 지점 3에서의 중성자 표면선속은 각각 202, 275, 547 neutrons/cm^2-sec로 나타났다. 따라서 금속겸용용기의 중성자 표면선속 간섭률은 사용후핵연료 선원 유무에 따라 지점 1에서 약 18%, 지점 2에서 약 23%, 지점 3에서 약 43%로 중심으로 갈수

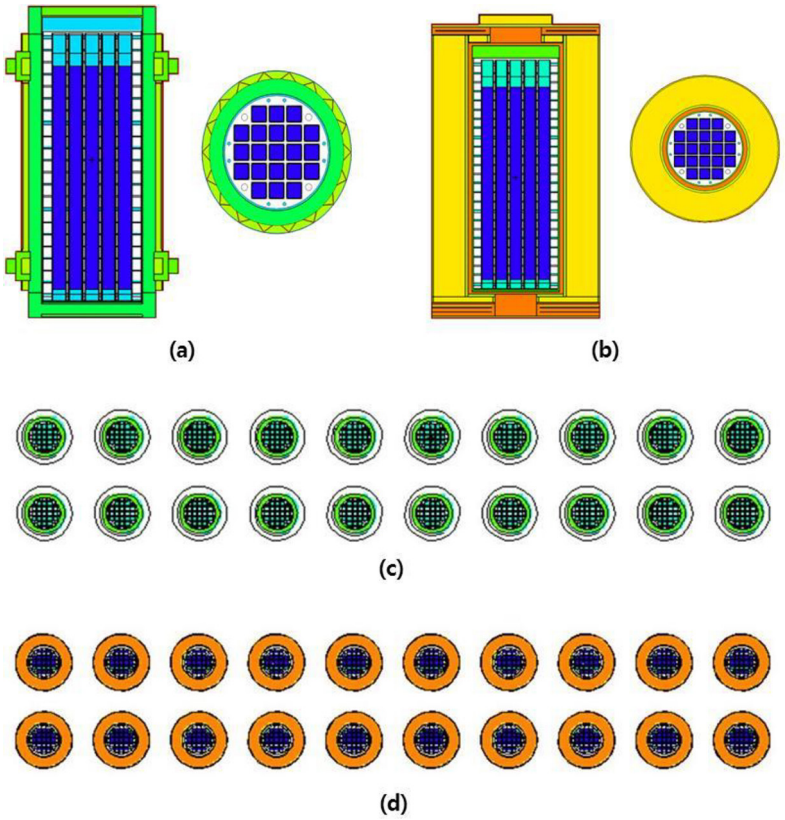

Fig. 5. MCNP modeling of the dry storage casks. (a) The metal cask, (b) the concrete cask, (c) the 2×10 array of the metal casks, (d) the 2×10 array of the concrete casks

록 점차 증가하였다.

모든 콘크리트용기에 선원이 존재하는 경우 지점 1, 지점 2, 지점 3에서의 중성자 표면선속은 각각 30, 35, 42 neutrons/cm^2-sec로 나타났다. 주변 용기로 인한 간섭 영향을 확인하기 위해 두 번째 위치한 콘크리트용기에 선원을 모사하지 않고 중성자 표면선속을 평가한 결과 지점 1, 지점 2, 지점 3에서의 중성자 표면선속은 각각 14, 18, 22 neutrons/cm^2-sec로 나타났다. 따라서 콘크리트용기의 중성자 표면선속 간섭률은 사용후핵연료 선원 유무에 따라 지점 1에서 약 46%, 지점 2에서 약 51%, 지점 3에서 약 52%로 중심으로 갈수록 점차 증가하였다.

금속겸용용기 및 콘크리트용기 간 중성자 표면선속 간섭 영향은 2×10 배열의 중심으로 갈수록 다른 용기의 중성자 표면선속 영향에 의해 증가하였다. 하지만 콘크리트용기의 경우 지점별 간섭률 차이는 크지 않았다. 이는 금속겸용용기에 비해 두꺼운 콘크리트용기 차폐체 두께에 의해 타 용기로부터 발생된 중성자의 수가 적기 때문이다. 향후 건식저장용기 내 사용후핵연료 건전성 감시를 위해 방사선 계측 기반의 감시장비가 도입될 것으로 예상된다. 하지만 단일용기가 아닌 건식저장시설의 경우, 건식저장용기 표면에서 중성자 계측 시 타 건식저장용기로부터 발생된 중성자에 의해 과대 측정될 개연성이 높다. 따라서 본 연구

Table 2. The average neutron flux on the surface of the dry storage cask

The flux evaluation point		The average neutron flux on the surface (neutrons/cm^2-sec)	
		The metal cask	The concrete cask
Top		478	51
Side	Upper	289	5
	Middle	525	14
	Lower	774	17
Bottom		1,470	1,460

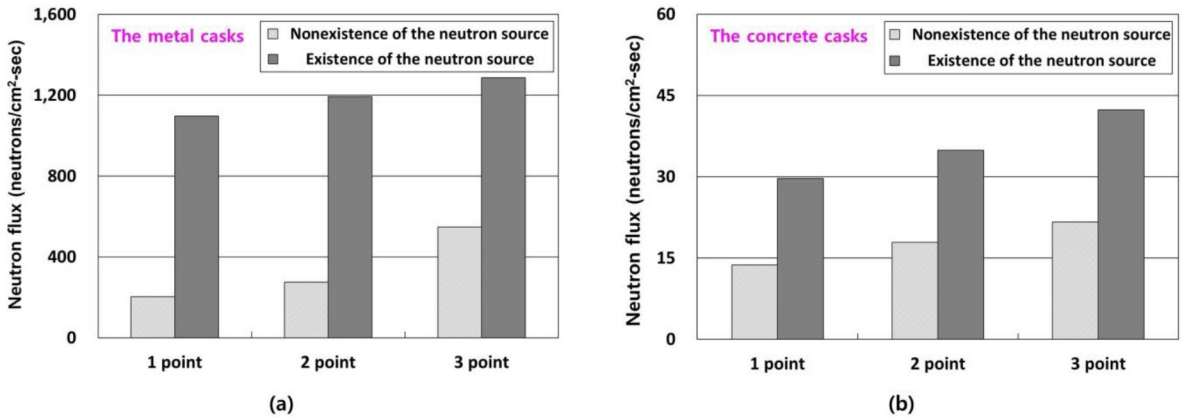

Fig. 6. Neutron flux by evaluation points of shadowing effect among the dry storage casks. (a) The metal casks, (b) the concrete casks

의 결과는 각각의 건식저장용기 내 사용후핵연료의 건전성 감시를 위해서는 간섭률 평가를 통한 보정이 필요하다는 것을 시사한다.

4. 결 론

본 연구에서는 경수로 사용후핵연료 건식저장용기간 간 중성자 표면선속 간섭률 평가를 수행하였다. 이를 위해 건식저장용기에 저장되는 설계기준연료 조건에 따른 중성자 선원항을 평가하였다. 그리고 건식저장용기 재원, 물질정보를 바탕으로 전산모사를 수행하고 최종적으로 중성자 표면선속 간섭률을 평가하였다.

모든 금속겸용용기에 선원이 존재하는 경우 지점 1, 지점 2, 지점 3에서의 중성자 표면선속은 각각 1,096, 1,194, 1,287 neutrons/cm^2-sec로 나타났다. 주변 용기로 인한 간섭 영향을 확인하기 위해 중성자 표면선속을 평가한 결과 지점 1, 지점 2, 지점 3에서의 중성자 표면선속은 각각 202, 275, 547 neutrons/cm^2-sec로 나타났다. 따라서 금속겸용용기의 중성자 표면선속 간섭률은 지점 1에서 약 18%, 지점 2에서 약 23%, 지점 3에서 약 43%로 나타났다. 모든 콘크리트용기에 선원이 존재하는 경우 지점 1, 지점 2, 지점 3에서의 중성자 표면선속은 각각 30, 35, 42 neutrons/cm^2-sec로 나타났다. 주변 용기로 인한 간섭 영향을 확인하기 위해 중성자 표면선속을 평가한 결과 지점 1, 지점 2, 지점 3에서의 중성자 표면선속은 각각 14, 18, 22 neutrons/cm^2-sec로 나타났다. 따라서 콘크리트용기의 중성자 표면선속 간섭률은 지점 1에서 약 46%, 지점 2에서 약 51%, 지점 3에서 약 52%로 나타났다.

향후 건식저장용기 내 사용후핵연료 건전성 감시를 위해 방사선 계측 기반의 감시장비가 도입될 것으로 예상된다. 하지만 단일용기가 아닌 건식저장시설의 경우, 건식저장용기 표면에서 중성자 계측 시 타 건식저장용기에 의해 발생된 중성자에 의해 과대 측정될 개연성이 높다. 따라서 본 연구의 결과는 각각의 건식저장용기 내 사용후핵연료의 건전성 감시를 위해서는 간섭률 평가를 통한 보정이 필요하다는 것을 시사한다.

본 연구에서 수행한 경수로 사용후핵연료 건식저장용기 간 중성자 표면선속 간섭률 평가 결과는 사용후핵연료 건전성 감시기술에 적용될 수 있다. 건식저장용기 표면에서의 속중성자 계측 결과의 비교 분석 값으로 활용 가능하며, 속중성자 계측기반의 현장 감시기술 확립에 기여할 것으로 판단된다. 향후 경수로 사용후핵연료 건식저장시설 도입 시에는 실제 저장용기 및 시설의 설계 특성이 반영되어야 할 것으로 시사되며, 본 연구에서 활용한 건식저장용기 차폐해석 절차는 향후 경수로 사용후핵연료 건식저장용기 내 안전성 평가 및 안전 지침 개발의 기초자료로 사용될 수 있을 것이다.

사 사

본 연구는 한국에너지기술평가원에서 주관하는 에너지 기술개발사업의 일환으로 수행된 연구입니다(No. 2021171020001B).

참고문헌

1. MOTIE. 2021. Korean 2nd Basic Plan for the Management of HLW.
2. IAEA. 2012. Storage of Spent Nuclear Fuel. IAEA Safety Standards Series No. SSG-15.
3. IAEA, 2022. Development and Implementation Support Programme for Nuclear Verification 2022-2023. STR-400.
4. NRC. 2000. Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities. NUREG-1567.
5. NRC. 2003. Recommendations for Shielding Evaluations for Transport and Storage Packages. NUREG/CR-6802.
6. NRC. 2010. Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems at a General License Facility. NUREG-1536.
7. Chung HJ, Kelley RP, Lee W, Chung YH, and Jordan KA. 2014. Spent Nuclear Fuel Cask and Storage Monitoring with ^{4}He Scintil-

lation Fast Neutron Detectors. Proceedings of the KNS 2014 Fall Meeting.
8. Kim TM, Baeg CY, Cha GY, Lee WG, and Kim SY. 2012. Preliminary Assessment of Radiation Impact from Dry Storage Facilities for PWR Spent Fuel. *J Radiat Prot.* **37**(4):197-201. https://doi.org/10.14407/jrp.2012.37.4.197.
9. Seo MH, Yoon JH, and Cha GY. 2013. Preliminary Analysis of Dose Rate Variation on the Containment Building Wall of Dry Interim Storage Facilities for PWR Spent Nuclear Fuel. *J Radiat Prot.* **38**(4):189-193. https://doi.org/10.14407/jrp.2013.38.4.189.
10. Ko JH, Park JH, Jung IS, Lee GU, Baeg CY, and Kim TM. 2014. Shielding Analysis of Dual Purpose Casks for Spent Nuclear Fuel Under Normal Storage Conditions. *Nucl. Eng. Technol.* **46**(4):547-556. https://doi.org/10.5516/NET.08.2013.039.
11. Kim TM, Dho HS, Cho CH, and Ko JH. 2017. Preliminary Shielding Analysis of the Concrete Cask for Spent Nuclear Fuel Under Dry Storage Conditions. *J. Nucl. Fuel Cycle Waste Technol.* **15**(4):391-402. https://doi.org/10.7733/jnfcwt.2017.15.4.391.
12. NRC. 2001. Recommendations on Fuel Parameters for Standard Technical Specifications for Spent Fuel Storage Casks. NUREG/CR-6716.
13. Dho HS, Kim TM, and Cho CH. 2016. The Evaluation of Minimum Cooling Period for Loading of PWR Spent Nuclear Fuel of a Dual Purpose Metal Cask. *J. Nucl. Fuel Cycle Waste Technol.* **14**(4):411-422. https://doi.org/10.7733/jnfcwt.2016.14.4.411.
14. Gauld IC, Hermann OW and Westfall RM. 2009. Origen-S: Scale System Module to Calculate Fuel Depletion, Actinide Transmutation, Fission Product Buildup and Decay, and Associated Radiation Source Terms. ORNL/TM-2005/39, Version 6, Vol. II, Sect. F7.
15. Bowman SM and Gauld IC. 2010. OrigenArp Primer: How to Perform Isotopic Depletion and Decay Calculations with SCALE/ORIGEN. ORNL/TM-2010/43.
16. NRC. 2003. Recommendations for Addressing Axial Burnup in PWR Burnup Credit Analyses. NUREG/CR-6801.
17. Pelowitz DB. 2011. MCNPX^{TM} User's Manual. LA-CP-11-00438.
18. KORAD. 2013. Shielding Safety Analysis Report of Concrete Storage Cask. 14220-P1-N-TR-032.
19. KORAD. 2016. Topical Report of Dual Purpose Metal Cask. 1731-P1-N-RP-003.
20. KORAD. 2016. Development of SNF Transportation and Storage Casks in Korea. The 3rd International Symposium on Safety Improvement & Stakeholder confidence in Radioactive Waste Management.
21. ICRP. 2008. Nuclear Decay Data for Dosimetric Calculations. ICRP publication 107. Ann. ICRP 38 (3).
22. Cacciapouti RJ, and Volkinburg SV. 1997. Axial Burnup Profile Database for Pressurized Water Reactors. YAEC-1937.
23. NRC. 2020. Standard Review Plan for Transportation Packages for Spent Fuel and Radioactive Material. NUREG-2216.
24. ORNL. 2023. A Study on the Characteristics of the Radiation Source Terms of Spent Fuel and Various Non-Fuel Hardware for Shielding Applications. ORNL/SPR-2021/2373 Rev.1.
25. NRC. 2024. Updated Recommendations Related to Spent Fuel Transport and Dry Storage Shielding Analyses. NUREG/CR-7302, Rev.1