

A Study on Radiation Safety Evaluation for Spent Fuel Transportation Cask

사용후핵연료 운반용기 방사선적 안전성평가에 관한 연구

Young-Hwan Choi*, Jae-Hun Ko, Dong-Gyu Lee, and In-Su Jung

Korea Nuclear Engineering & Service Corp, 798-1 Yuseong-daero, Yuseong-gu, Daejeon, Republic of Korea

최영환*, 고재훈, 이동규, 정인수

(주)코네스코퍼레이션, 대전광역시 유성구 유성대로 798-1

(Received August 28, 2019 / Revised November 28, 2019 / Approved December 16, 2019)

In this study, the radiation dose rates for the design basis fuel of 360 assemblies CANDU spent nuclear fuel transportation cask were evaluated, by measuring radiation source terms for the design basis fuel of a pressurized heavy water reactor. Additionally, radiological safety evaluation was carried out and the validity of the results was determined by radiological technical standards. To select the design basis fuel, which was the radiation source term for the spent fuel transportation cask, the design basis fuels from two spent fuel storage facilities were stored in a spent fuel transportation cask operating in Wolsung NPP. The design basis fuel for each transportation and storage system was based on the burnup of spent fuel, minimum cooling period, and time of transportation to the intermediate storage facility. A burnup of 7,800 MWD/MTU and a minimum cooling period of 6 years were set as the design basis fuel. The radiation source terms of the design basis fuel were evaluated using the ORIGEN-ARP computer module of SCALE computer code. The radiation shielding of the cask was evaluated using the MCNP6 computer code. In addition, the evaluation of the radiation dose rate outside the transport cask required by the technical standard was classified into normal and accident conditions. Thus, the maximum radiation dose rates calculated at the surface of the cask and at a point 2 m from the surface of the cask under normal transportation conditions were respectively 0.330 mSv·h⁻¹ and 0.065 mSv·h⁻¹. The maximum radiation dose rate 1 m from the surface of the cask under accident conditions was calculated as 0.321 mSv·h⁻¹. Thus, it was confirmed that the spent fuel cask of the large capacity heavy water reactor had secured the radiation safety.

Keywords: CANDU Spent nuclear fuel, Transportation cask, Burnup, Minimum cooling period, Radiation Shielding

*Corresponding Author.

Young-Hwan Choi, Korea Nuclear Engineering & Service Corp, E-mail: sarn2000@kones21.com, Tel: +82-42-825-4003

ORCID

YoungHwan Choi <http://orcid.org/0000-0001-7450-9908>

DongGyu Lee

<http://orcid.org/0000-0002-7165-9334>

JaeHun Ko

<http://orcid.org/0000-0002-6834-3697>

InSu Jung

<http://orcid.org/0000-0002-5002-1374>

본 연구에서는 최근 개발중인 360 다발 장전용량의 중수로 사용후핵연료 운반용기에 대한 설계기준연료의 방사선원향 평가와 용기외부에서의 방사선량을 계산을 수행하였다. 그리고 국·내외 방사선적 안전성평가와 관련한 기술기준 부합여부를 판단하고 결과의 적합성을 제시하였다. 방사선원향으로 작용하는 설계기준연료 선정에 위해 월성원전에서 운영중인 운반용기 및 두 가지 방식의 건식저장시설에 적용된 설계기준연료의 사양 및 특성을 조사하였다. 각 운반·저장 시스템 별 설계기준연료의 연소도, 최소 냉각기간 및 중간저장시설로의 운반시점 등을 바탕으로 연소도 7,800 MWD/MTU와 최소 냉각기간 6년을 설계기준연료로 설정하였다. 설계기준연료의 방사선원향은 SCALE 전산코드의 ORIGEN-ARP모듈을 이용하여 평가하였다. 운반용기의 방사선차폐평가는 MCNP6 전산코드를 이용하였으며, 기술기준에서 요구하는 운반용기 외부에서의 방사선량을 평가를 정상 및 사고조건으로 구분하여 수행하였다. 방사선량을 평가결과, 정상운반조건인 운반용기 표면 및 운반용기 표면 2 m 이격지점에서 계산된 최대 방사선량은 각각 $0.330 \text{ mSv}\cdot\text{h}^{-1}$ 와 $0.065 \text{ mSv}\cdot\text{h}^{-1}$ 로 도출되어 선량을 제한치인 $2.0 \text{ mSv}\cdot\text{hr}^{-1}$ 와 $0.1 \text{ mSv}\cdot\text{hr}^{-1}$ 를 모두 만족하는 결과를 도출하였다. 또한 운반사고조건하 운반용기 표면 1 m 지점에서의 최대 방사선량은 $0.321 \text{ mSv}\cdot\text{h}^{-1}$ 로서 기술기준인 $10.0 \text{ mSv}\cdot\text{h}^{-1}$ 미만으로 평가되어, 대용량 중수로 사용후핵연료 운반용기는 방사선적 안전성을 확보하는 것으로 나타났다.

중심단어: 중수로 사용후핵연료, 운반용기, 연소도, 최소냉각기간, 방사선 차폐

1. 서론

원전의 안정적 운영에 필수적인 사용후핵연료 저장용량을 확보하기 위하여 국내 중수로형 원전인 월성원전은 노심에서 방출된 사용후핵연료를 일정 기간 냉각 후 발전소 부지 내 건식저장시설인 콘크리트 사일로 및 MACSTOR/KN-400 저장모듈에 임시보관하고 있다. 1992년부터 건설된 콘크리트 사일로의 경우 300기 모두 2010년에 저장 완료된 상태이며, 조밀건식저장시설인 MACSTOR/KN-400 저장모듈은 2010년에 7기가 건설되어 운영중에 있으나 2019년 말에 포화상태에 도달할 것으로 예상되고 있다. 현재 추가 건설을 추진하고 있는 기존 형태와 동일한 7기의 MACSTOR/KN-400 저장모듈이 건설되어 운영되어도 이 역시 2029년경에 포화될 것으로 예상하고 있다. 이에 따라 산업통상자원부에서는 2016년 5월 ‘고준위 방사성폐기물 관리 기본계획(안)’을 발표하여 대략 2035년 이후부터 사용후핵연료 중간저장시설의 운영을 계획하고 있다[1]. 따라서 2035년부터는 월성원전의 사용후핵연료 건식저장시설 및 각 호기별 습식저장수조에 임시보관중인 사용후핵연료를 중간저장시설로 운송하여야 할 필요성이 대두되고 있다.

월성원전에서 운영중인 HI-STAR 63 운반용기의 경우, 총 120 다발의 사용후핵연료를 60 다발씩 독립적으로 포장한

바스켓 두 개를 장전하여 운반하고 있다. 그러나, HI-STAR 63 운반용기를 중간저장시설로 운송하기 위한 운반용기로 활용하기에는 운반용량, 취급절차 및 운반비용 등 여러 측면에서 불리한 조건에 놓인다. 특히 향후 운영될 사용후핵연료 중간저장시설로의 운반시 운반해야 할 중수로 사용후핵연료의 총 물량은 약 660,000 다발로서, 1회 운송 당 운반물량의 증가와 운반비용의 절감을 반영한 대형용기가 필요한 상황이다. 이에 따라 대용량으로 중수로 사용후핵연료 소의운반이 가능한 새로운 용기가 개념설계 중이며, 사용후핵연료 인양·하역 및 운반선박으로의 선적 등 운반용기 취급성을 고려해 효율적으로 운반하기 위한 적정용량을 6단 바스켓(360 다발)으로 결정하였다[2].

사용후핵연료 운반용기는 국내의 기술기준에 따라 정상 운반조건 및 가상 사고조건에서 방사선적, 구조 및 열적 안전성이 반드시 확보되어야 하며, 방사성물질에 대한 격납을 통해 누설에 대한 안전성이 보장되어야 한다[3]. 사용후핵연료 운반용기의 안전성 확보와 관련한 설계에 있어, 개념설계 단계에서는 설계기준연료로 선정된 사용후핵연료의 열 및 방사선적 특성분석을 위한 방사선원향 평가와 이를 기반으로 방사선 차폐해석을 통한 안전성 확보가 필요하다. 특히 사용후핵연료 포장, 운반 및 하역 등 취급을 위해서는 작업자의 각별한 주의가 필요할 뿐만 아니라, 운반을 포함한 전



(a) Concrete Silo



(b) MACSTOR/KN-400

Fig. 1. Wolseong Spent Fuel Storage Facility.

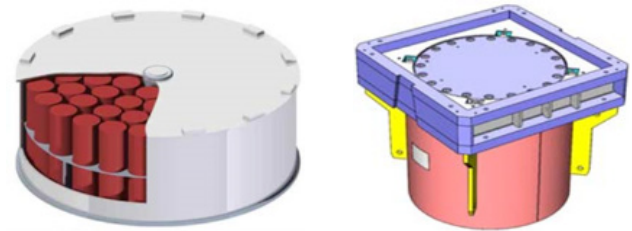
취급과정에서 작업자 및 일반인을 방사선으로부터 보호하기 위하여 정상운반조건 및 가상 사고조건에서의 방사선적 안전성이 유지되어야 한다. 따라서 본 연구에서는 개발중인 대용량 중수로 사용후핵연료 운반용기 개념모델에 대하여 설계기준연료의 방사선원향 평가, 방사선차폐해석을 통해 방사선적 안전성 확보 여부를 판단하고자 한다.

2. 설계기준 연료 방사선원향 평가

2.1 운반대상 사용후핵연료 특성

월성원전에서 사용중인 CANDU형 연료는 37개 연료봉으로 구성되어 있으며, 중앙에 있는 1개의 연료봉을 중심으로 최외각부터 각각 18, 12, 6개의 연료봉이 배열되어 있다. 37개 연료봉의 양 끝단은 용접으로 밀봉되었으며, 연료봉 양단의 용접을 통해 소결체에 대한 밀봉과 양단 플레이트와의 접합으로 연료취급 장치와의 구조적인 조합 등을 제공한다[4].

월성원전에서 발생한 사용후핵연료는 월성 1~4호기에서 발생한 사용후핵연료를 호기 별 습식저장수조에서 최소 6년간 냉각후 부지 내 건식저장시설인 콘크리트 사일로 및 MACSTOR/KN-400 저장모듈로 운반하여 임시저장하고 있다. 사용후핵연료 운반을 위해 HI-STAR 63 사용후핵연료 운반용기가 개발되었으며, 운반용기의 설계기준연료는 건식저장시설 운영에 부합하도록 동일한 사양을 갖는 것으로 선정되었다. 각 건식저장시설에 저장중이거나, 저장시설로 운반하기 위한 사용후핵연료는 두께 약 10 mm의 SUS 304 L



(a) Spent Fuel Basket

(b) HI-STAR 63 Transport Cask

Fig. 2. Wolseong Spent Fuel Basket and Transport Cask.

스테인리스강 바스켓에 60 다발씩 포장된다. 이는 월성원전에서 운영중인 건식저장시설 및 운반용기에 공통으로 적용된다. 바스켓 몸체는 수평 바닥판과 바닥판의 중앙에 수직으로 용접된 인양봉, 수평 바닥판과 평행을 이루며 바스켓 몸체의 중앙에서 핵연료의 위치를 고정시키는 위치 고정판으로 이루어진다. Fig. 1은 월성원전에서 운영중인 사용후핵연료 건식저장시설인 콘크리트 사일로와 MACSTOR/KN-400 저장모듈을 보여준다. Fig. 2는 사용후핵연료를 호기 별 저장수조에서 건식저장시설로 운반하기 위한 바스켓 및 운반용기를 나타낸다.

월성원전의 사용후핵연료 운반·저장시스템에 적용된 설계기준연료에 대하여 조사한 결과 운반용기 및 건식저장시설에 적용되는 설계기준연료는 노심에서 방출후 최소 6년의 냉각기간을 거치고 사용후핵연료 60 다발이 포장되는 바스켓 당 평균연소도가 7,800 MWD/MTU로 동일한 사양의 설계기준연료가 적용되는 것으로 분석되었다.

Table 1. Design Base Fuel Characteristics

Item	Characteristics
Spent Fuel Burnup	7,800 MWD/MTU (Average burnup of 60 fuel assemblies in basket)
Cooling Time	Minimum 6 Years
Enrichment of ²³⁵ U	Natural uranium (0.711wt%)

2.2 설계기준연료

개발중인 대용량 중수로 사용후핵연료 운반용기의 운반 대상은 건식저장시설에 임시 저장중인 사용후핵연료와 월성 1~4호기 저장수조에 보관중인 사용후핵연료 등 두 그룹으로 분류된다. 월성원전에 임시 저장중인 사용후핵연료는 원자로 출력조절을 위해 저연소도의 연료부터 최대 약 12,000 MWD/MTU를 다소 초과하는 연료까지 다양하게 방출되고 있다[5]. 그러나 동일 부지내 건식저장시설로 운반하기 위한 운반용기 및 저장 시스템의 설계기준연료는 60 다발이 포장된 바스켓의 평균 연소도를 7,800 MWD/MTU로 제한하고 있다.

사용후핵연료를 연료 바스켓에 장전시 습식저장조 장전조의 저장 트레이(24다발 용량)에 저장된 사용후핵연료를 한 다발씩 인출하여 무작위로 장전한다. 이와 관련하여 월성 2호기에서 2003년부터 2009년까지 발생한 사용후핵연료 37,548 다발을 바스켓에 장전시 무작위 샘플링 방법을 적용한 시뮬레이션 자료에 의하면 60 다발의 최소 평균연소도 및 최대 평균연소도는 각각 6,634 MWD/MTU 및 7,473 MWD/MTU인 것으로 나타났으며, 7,800 MWD/MTU를 초과하지 않는 것으로 조사되었다[6]. 대상 연료 선정 과정에서 평균 연소도를 초과하는 고연소도의 연료가 일부 포함 될 수 있으나 현재 월성원전에서는 건식저장시설 운영 측면에서 바스켓에 사용후핵연료 장전시 바스켓당 고연소도 연료에 대하여 방사선차폐 및 열적 안전성을 확보하기 위해 고연소도 연료의 수 및 장전위치를 엄격히 제한하고 있다. 건식저장시설인 콘크리트 사일로에 저장중인 사용후핵연료는 1992년부터 저장되기 시작하여 2017년 말 기준으로 25년의 냉각기간이 반영된 상태이며, 여기에 2035년부터 중간저장시설로 운반이 이루어질 경우, 약 18년의 추가적인 냉각기간이 더 확보되어 건식저장시설에 저장중인 사용후핵연료는 최대

약 49년의 냉각기간을 갖는다. 반면, 월성 4호기의 경우, 수명연장을 반영하지 않으면 2029년경 운영정지가 예상되고 해체를 위한 준비기간과 해체계획에 대한 인허가 승인에 소요되는 기간이 최소 5년인 점을 감안하면 약 2034년경부터 저장수조의 사용후핵연료를 반출해야 하는 상황이다. 이 경우 월성 4호기에서 최종 방출된 사용후핵연료의 최소냉각기간은 원자로 영구정지 이후 6년으로 예상할 수 있다.

이처럼 다양한 연소도와 냉각기간을 갖는 월성원전의 사용후핵연료에 대하여 현재 운용중인 운반·저장 시스템의 설계기준연료와 2035년경 월성원전 해체준비 상황 등을 고려하여 보수적으로 대용량 중수로 사용후핵연료 운반용기의 설계기준연료를 Table 1과 같이 설정하였다.

2.3 방사선원향 평가

사용후핵연료 운반용기의 운반조건 방사선 차폐해석에 필요한 입력자료를 확보하기 위하여 설계기준연료에 대한 방사선원향 평가를 수행하였으며, 방사선방호 측면에서 고려해야 하는 사용후핵연료의 방사선원향은 다음과 같다.

- 감마선
 - 핵분열생성물 및 악티나이드의 붕괴로 인한 1차 감마선
 - 핵연료 집합체 구조재의 방사화로 인해 생성된 ⁶⁰Co에서 방출되는 방사선
 - 중성자 포획반응에 의해 방출되는 2차 감마선
- 중성자
 - 자발핵분열에 의해 방출되는 중성자
 - 핵연료물질의 (α, n)반응에 의해 방출되는 중성자

사용후핵연료 방사선 차폐평가에서 고려되는 방사선원향 중 1차 감마선과 자발핵분열 및 (α, n)반응에 의한 중성자는 SCALE 6.1 전산코드의 ORIGEN-ARP 모듈을 사용하여, 핵연료의 연소도와 냉각기간을 반영하여 평가하였다[7]. 감마선원 중 핵연료 집합체 구조재의 방사화로 인해 생성된 ⁶⁰Co의 방사능은 CANDU연료 구조재로서 단일 재료인 Zircoloy-4가 사용되고, 불순물인 ⁵⁹Co가 일부 포함되는 스테인리스강 및 인코넬이 사용되지 않는 특성상 그 값이 매우 작아 무시할 수 있다. 또한 중성자 포획반응에 의한 2차

Table 2. Gamma flux of the design basis Fuel

Energy Range [MeV]	Gamma Flux [Photons/sec·FA]	Energy Range [MeV]	Gamma Flux [Photons/sec·FA]
0.01 ~ 0.05	1.008×10 ¹³	1.33 ~ 1.66	6.559×10 ¹⁰
0.05 ~ 0.10	2.922×10 ¹²	1.66 ~ 2.00	7.797×10 ⁹
0.10 ~ 0.20	2.237×10 ¹²	2.00 ~ 2.50	1.590×10 ¹⁰
0.20 ~ 0.30	6.498×10 ¹¹	2.50 ~ 3.00	5.436×10 ⁸
0.30 ~ 0.40	4.741×10 ¹¹	3.00 ~ 4.00	5.019×10 ⁷
0.40 ~ 0.60	2.160×10 ¹²	4.00 ~ 5.00	2.447×10 ³
0.60 ~ 0.80	1.467×10 ¹³	5.00 ~ 6.50	9.796×10 ²
0.80 ~ 1.00	6.968×10 ¹¹	6.50 ~ 8.00	1.918×10 ²
1.00 ~ 1.33	2.720×10 ¹¹	8.00 ~ 10.0	4.064×10 ¹
Total		3.425×10 ¹³	

감마선의 경우 별도의 방사선원항 계산과정 없이 차폐해석 시 전산코드내 별도의 옵션을 사용하여 중성자선원을 적용 후 평가할 수 있다. 그러나 농축되지 않은 ²³⁵U를 연료로 사용하는 CANDU원전 특성상 노심에서 방출된 사용후핵연료에서 발생하는 중성자속(Neutron flux)은 경수로 사용후핵연료에 비해 그 값이 매우 작으며, 이로 인한 2차 감마선에 의한 방사선량을 또한 의미 있는 값을 나타내지 않는다. 따라서 본 방사선원항 평가에서는 핵분열생성물 및 악티나이드의 붕괴로 인한 1차 감마선과 자발핵분열 및 (α, n)반응에 의한 중성자만을 고려하였다.

2.3.1 방사선원항 평가의 수학적 모델

ORIGEN 모듈은 핵연료 연소 및 방사성붕괴 계산시 사용하는 대표적인 전산코드로서, 행렬지수법을 사용하여 중성자에 조사된 핵연료가 핵변환을 거친 후 핵분열 생성물, 악티나이드 핵종 및 경원소의 생성과 감소를 계산한다. ORIGEN모듈을 통한 핵연료의 연소 및 방사성 붕괴 계산시, SCALE 전산코드내 “COUPLE” 모듈을 통해 전산코드에 내장된 핵분열 반응 단면적 라이브러리의 에너지 그룹별 연소기록에 대한 중성자 스펙트럼 가중치가 반영된다. 설계기준연료의 방사선원항은 원자로 내에서의 연소시간 및 냉각시간에 의존하며, ORIGEN 모듈은 사용후핵연료 핵종농도의 시간 의존성을 결정할 때, 주로 다음의 방정식을 사용한다[7].

$$\frac{dN_i}{dt} = \sum_j r_{ji} \sigma_{fj} N_j \phi + \sigma_{ci-1} N_{i-1} \phi + \lambda'_i N'_i - \sigma_{fi} N_i \phi - \sigma_{ci} N_i \phi - \lambda_i N_i$$

여기서, (i=1, 2, 3, …i) 이고,

$\sum_j r_{ji} \sigma_{fj} N_j \phi$: 모든 핵종의 핵분열로 인한 N_i 생성률

$\sigma_{ci-1} N_{i-1} \phi$: 핵종 N_{i-1} 에 의해 중성자 포획으로 발생된 N_i 로의 변환률

$\lambda'_i N'_i$: 핵종 N_i 의 방사성 붕괴로 인한 N_i 의 생성률

$\sigma_{fj} N_j \phi$: 핵분열로 인한 핵종 N_i 의 소멸률

$\sigma_{ci} N_i \phi$: 핵분열 외 중성자 흡수의 모든 형태로 인한 N_i 의 소멸률

$\lambda_i N_i$: 핵종 N_i 의 방사성 붕괴율

중성자 플럭스는 공간 및 에너지의 함수이며, 시간변화는 핵종의 방사성붕괴와 직접적인 연관성을 갖기 때문에 핵종농도에 의존한다. ORIGEN모듈의 수학적 처리는 공간 및 에너지의 함수를 갖는 평균 중성자 플럭스가 충분히 작은 시간간격 Δt 동안 일정한 것으로 가정한다.

2.3.2 방사선원항

ORIGEN-ARP모듈을 사용하여 계산된 방사선원항 중 감마선원은 0.01~10.0 MeV까지 18 Group의 에너지 구간별로 정리하여 Table 2에 정리하였다. 또한, 중성자선원의 경우

Table 3. Neutron flux of the design basis Fuel

Energy Range [MeV]	Neutron Flux [Neutrons/sec·FA]	Energy Range [MeV]	Neutron Flux [Neutrons/sec·FA]
$3.75 \times 10^{-7} \sim 4.00 \times 10^{-7}$	9.067×10^{-7}	$1.70 \times 10^{-2} \sim 2.50 \times 10^{-2}$	4.504×10^1
$4.00 \times 10^{-7} \sim 6.25 \times 10^{-7}$	6.603×10^{-6}	$2.50 \times 10^{-2} \sim 1.00 \times 10^{-1}$	6.998×10^2
$6.25 \times 10^{-7} \sim 1.00 \times 10^{-6}$	1.426×10^{-5}	$1.00 \times 10^{-1} \sim 4.00 \times 10^{-1}$	5.023×10^3
$1.00 \times 10^{-6} \sim 1.77 \times 10^{-6}$	3.793×10^{-5}	$4.00 \times 10^{-1} \sim 9.00 \times 10^{-1}$	1.082×10^4
$1.77 \times 10^{-6} \sim 3.00 \times 10^{-6}$	7.449×10^{-5}	$9.00 \times 10^{-1} \sim 1.40 \times 10$	1.091×10^4
$3.00 \times 10^{-6} \sim 4.75 \times 10^{-6}$	1.360×10^{-4}	$1.40 \times 10 \sim 1.85 \times 10$	9.158×10^3
$4.75 \times 10^{-6} \sim 6.00 \times 10^{-6}$	1.146×10^{-4}	$1.85 \times 10 \sim 2.35 \times 10$	9.435×10^3
$6.00 \times 10^{-6} \sim 8.10 \times 10^{-6}$	2.162×10^{-4}	$2.35 \times 10 \sim 2.48 \times 10$	2.164×10^3
$8.10 \times 10^{-6} \sim 1.00 \times 10^{-5}$	2.204×10^{-4}	$2.48 \times 10 \sim 3.00 \times 10$	7.793×10^3
$1.00 \times 10^{-5} \sim 3.00 \times 10^{-5}$	3.369×10^{-3}	$3.00 \times 10 \sim 4.80 \times 10$	1.198×10^4
$3.00 \times 10^{-5} \sim 1.00 \times 10^{-4}$	2.177×10^{-2}	$4.80 \times 10 \sim 6.43 \times 10$	2.764×10^3
$1.00 \times 10^{-4} \sim 5.50 \times 10^{-4}$	3.079×10^{-1}	$6.43 \times 10 \sim 8.19 \times 10$	8.326×10^2
$5.50 \times 10^{-4} \sim 3.00 \times 10^{-3}$	3.912×10	$8.19 \times 10 \sim 2.00 \times 10^1$	2.701×10^2
$3.00 \times 10^{-3} \sim 1.70 \times 10^{-2}$	5.321×10^1	-	-
Total			7.195×10^4

열중성자에서 고속중성자의 에너지 범위(~20 MeV)를 27개의 Group으로 구분하여 Table 3에 나타내었다.

3. 방사선 차폐평가

3.1 사용후핵연료 운반용기

개발중인 대용량 중수로 사용후핵연료 운반용기는 360 다발의 CANDU 사용후핵연료를 한번에 운반할 수 있는 용기로서, 중수로 사용후핵연료 60 다발을 포장한 연료 바스켓 6개를 운반용기에 장전할 수 있다. 운반용기 본체는 강재로 제작되며, 운반중 낙하사고시 구조적 안전성을 확보하기 위해 상하부에 충격완충체가 부착된다. 전체형태는 개별 원통형 단조 탄소강 몸체 2개를 구조적으로 결합하고 내부공간을 갖는 일체형으로서, 사용후핵연료 바스켓을 운반용기에 옮겨 실는 도중에 전도 및 전락할 우려가 없어야 하며 중량·부피 및 형상과 관련하여 취급 및 운반 용이성을 고려하여

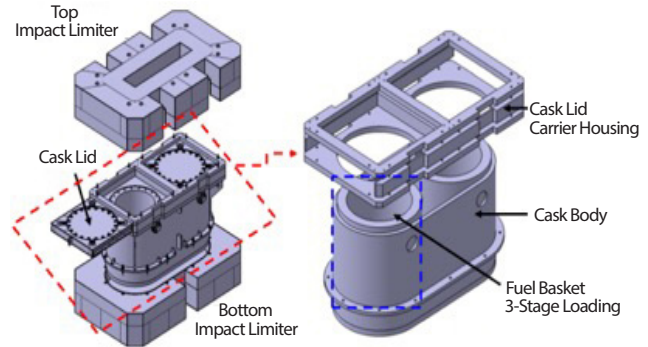


Fig. 3. CANDU Spent Fuel Transportation Cask Model.

설계되었다. 본 운반용기는 운반용 트레일러의 결속장치 구조물 위에 수직으로 체결하여 운반된다. 운반용기는 원통형 용기본체의 측면과 하부에 구조재를 보강하여 구조 및 차폐 성능을 높였으며, Fig. 3과 같이 연료 바스켓, 용기뚜껑, 뚜껑 캐리어 및 캐리어 하우징, 운반용기 본체와 운반도중 낙하사고 발생시 충격을 흡수해주기 위한 충격완충체로 구성된다.

Table 4. Spent Fuel Transportation Cask Specification and Material

Component	Specification [mm]	Material	Weight [kg]
Cask Body (Cylinder, Outer shell, Lid)	W1,800×L3,518×H2,233	· Cylinder : SA-350 · Outer shell, Lid : SA-240	44,644
Top Impact Limiter	W2,584×L4,302×H950	· Balsa wood / Red wood	7,120
Bottom Impact Limiter	W2,584×L4,302×H950	· Balsa wood / Red wood	7,038
Volt, Nut, Etc	M30	· SA-240 type 304	78
Basket	Φ1,066×H557 (6 ea)	· Basket : SA-240 · Fuel : CANDU37	11,820
Cask Total Weight			70,700

Table 4는 대용량 중수로 사용후핵연료 운반용기 개념모델의 각 구성품별 제원 및 재질을 나타낸다.

3.2 기술기준

사용후핵연료 운반용기에 대한 방사선적 안전성 평가시 적용되는 국·내외 기술기준은 다음과 같으며, 동일한 해석 및 설계에 두 가지 이상의 상이한 규정 및 기준이 적용되는 경우에는 보다 보수적인 사항을 적용하여 설정하였다[8-11].

- 국내
 - 원자력안전위원회규칙 제23호, “방사선 안전관리 등의 기술기준에 관한 규칙”
 - 원자력안전위원회고시 제2019-07호, “방사성물질등의 포장 및 운반에 관한 규정”
- 국외
 - IAEA Safety Standards No. SSR-6, “Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material”, 2012
 - 10CFR Part 71.47, “External Radiation Standards for All Packages”
 - 10CFR Part 71.51, “Additional Requirements for Type B Packages”

사용후핵연료 운반용기는 전용운반으로 사용되며, 정상운반 및 운반사고조건에 대한 선량률 제한치를 요약하면 Table 5와 같다.

Table 5. Spent Fuel Transportation Cask Criteria for Radiation Shielding Analysis

Condition	Detector Point	Criteria [mSv·hr ⁻¹]
Normal Condition	Cask Surface	2.0
	Cask Surface to 2 m	0.1
Accident Condition	Cask Surface to 1 m (After Accident)	10

3.3 방사선 차폐평가

본 연구에서 수행하는 사용후핵연료 운반용기의 방사선 차폐 안전성 평가에서는 최신의 MCNP6 전산코드를 이용하여 운반용기 외부에서의 방사선량률 평가를 수행하였다. 방사선 차폐계산 분야에서의 MCNP는 몬테칼로법을 이용하여 선량의 분포를 계산한다.

MCNP전산코드를 이용한 방사선량률 평가시, 방사선에 의한 흡수선량의 경우 하나의 입자가 매질내에 도달했을 때 그것이 어떤 종류의 상호작용을 일으키는가를 파악하기 위해 각 상호작용이 일어날 확률에 따라 행동하도록 모의한 프로그램을 진행시키고, 각 입자의 행적(History)을 추적하는 방식을 사용한다. 방사선 입자 수송계산에 있어서 필요한 확률함수에 따라 분포된 random variable generation에 의해 광자 하나하나의 행적이 추적되며, 많은 행적수를 사용하여 통계적으로 신뢰 할 수 있는 측정치를 얻게 된다[12]. MCNP 전산코드를 이용한 해석 수행 시, 보다 정확한 해석을 위해 각 물질을 구성하는 핵종에 대한 반응 단면적 라이브러리가

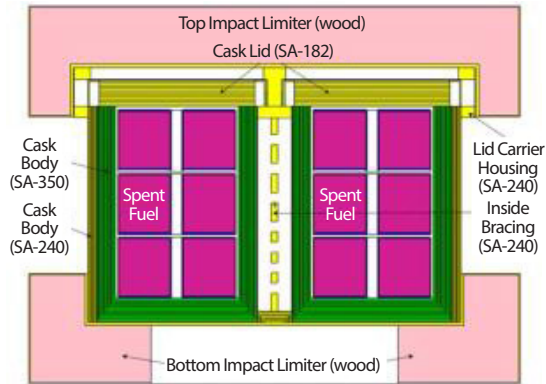


Fig. 4. Vertical Cross Section of Transportation Cask for Normal Conditions.

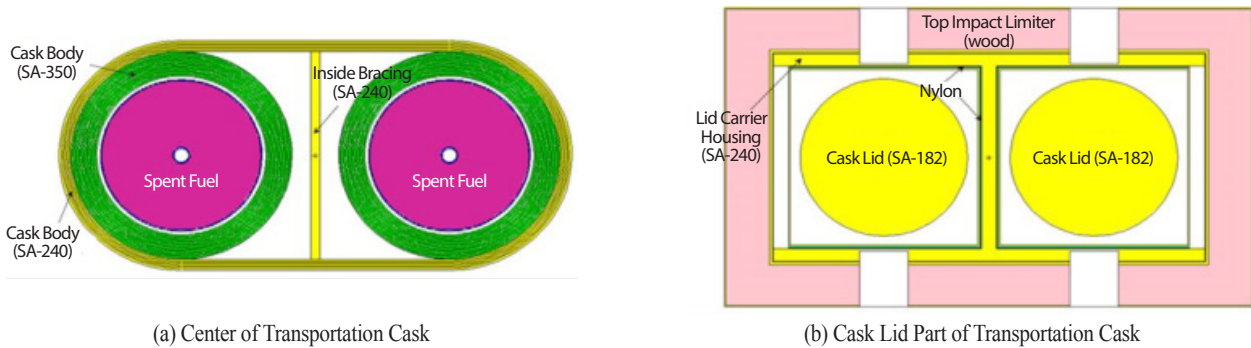


Fig. 5. Horizontal Cross Section of Transportation Cask for Normal Conditions.

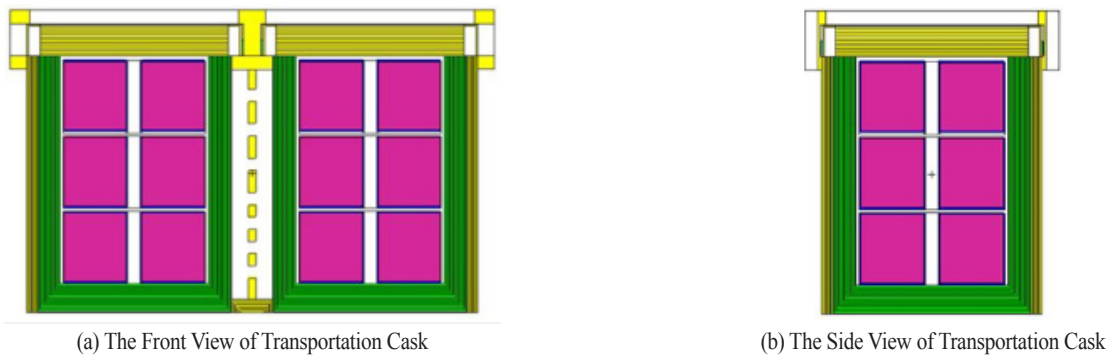


Fig. 6. Vertical Cross Section of Transportation Cask for Accident Conditions.

필요하며, 본 평가에서는 연속 에너지에 대한 ENDF/B-VII 라이브러리를 기반으로 사용하였다. 또한, MCNP 전산코드는 통계적 코드로서 결과값에 불확실성이 포함되며, 이는 평균값에 대한 표준편차를 평균값으로 다시 나뉜 상대오차 (relative error)라는 개념으로 표현된다.

3.3.1 가정사항 및 해석모델

노심에서 방출된 CANDU형 사용후핵연료는 60 다발이 연료 바스켓 중심부의 인양봉을 기준으로 등간격으로 배열되어 수직으로 저장되어 있다. 사용후핵연료 운반용기의 운반조건 방사선 차폐해석에 적용한 핵연료집합체 모델링

Table 6. Chemical Compositions of Transportation Cask

Composition	Fuel Basket, Cask Body, Impact Limiter	Cask Body	Cask Lid	Impact Limiter	Environment
	SA-240 Type 304	SA-350 Grade LF3	SA-182 Grade F6NM	Balsa Wood & Red Wood	Air
C	0.00080	0.002	0.0008	0.374	-
N	0.00100	-	-	-	0.760
Si	0.00750	0.00275	0.0060	-	-
P	0.00045	0.00035	0.0003	-	-
S	0.00030	0.0004	0.0003	-	-
Cr	0.19000	0.003	0.1275	-	-
Mn	0.02000	0.009	0.0075	-	-
Fe	0.68745	0.9418	0.8054	-	-
Ni	0.09250	0.035	0.045	-	-
Mo	-	0.0012	0.0075	-	-
Cu	-	0.0040	-	-	-
Nb	-	0.0002	-	-	-
V	-	0.0003	-	-	-
H	-	-	-	0.070	-
O	-	-	-	0.556	0.240

구성은 다음과 같은 가정사항을 적용하였다.

- 연료 바스켓 내부 60 다발 사용후핵연료의 연료영역 및 피복관을 원통형으로 균질화
- 핵연료 영역 : UO₂ 연료봉과 피복관으로 구성

특히, 균질화 모델링된 선원의 유효밀도는 자기차폐(self-shielding)에 있어서 중요하게 작용하기 때문에 사용후핵연료 영역 및 피복관 등을 균질화하는 것이 일반적이다. 또한, 하나의 연료집합체에는 다수의 연료봉들이 존재하며, 연료집합체를 구성하는 완전한 연료봉 배치모델(pin-by-pin model)에 대한 방사선 차폐해석 결과는 일반적으로 균질화된 모델과 확률론적 통계방법에서 동일한 결과를 나타낸다[3, 13].

사용후핵연료 바스켓은 스테인리스강으로 제작되었으며,

외경, 높이 및 두께가 각각 1,067 mm, 557.1 mm 및 10 mm 인 원통형으로 CANDU형 사용후핵연료 60다발을 장전할 수 있다. 바스켓 본체는 수평 바닥판과 바닥판의 중앙에 수직으로 용접된 인양봉, 수평 바닥판과 평행을 이루며 바스켓 몸체의 중앙에서 핵연료의 위치를 고정시키는 위치 고정판으로 이루어진다. 본 차폐평가에서는 바스켓 내부에 60다발의 사용후핵연료가 균질하게 분포하는 것으로 가정하였으며, 방사선 차폐에 영향을 미치지 않는 바스켓 내부 중앙지지 패드는 모델링에서 제외하였다.

사용후핵연료 운반용기는 스테인리스강 재질의 외부 바닥판, 외부 셸 및 하우스 내부에 단조탄소강 재질의 두꺼운 두께를 갖는 2개의 개별 원통형 내부 셸이 용접 접합된 구조를 갖는다. 2개의 개별 원통형 내부 셸은 연료 바스켓 3단 적재가 가능하며, 170 mm의 두께로 이루어져 있다. 본 차폐평가에서는 원통형 셸의 두께에 대하여 -2 mm의 제작공차를 고려하여 보수적으로 168 mm 두께를 적용하였다. 단조 스테인리스강 재질의 용기뚜껑은 직경 및 두께가 각각 1,370 mm 및 220 mm인 공칭치수로 반영하였다. 또한 두 원통형 셸을 둘러싸는 스테인리스강 재질의 외부 셸은 75 mm의 두께를 가지며 내부의 원통형 셸과 용접 접합된다. 이 외에 운반용기 내부 구조물인 브레이싱은 두께가 60 mm로서 운반용기 내부의 두 원통형 셸 사이에 위치하여 외부 셸과 용접 접합되어 추가적인 방사선 차폐역할을 한다.

사용후핵연료 운반용기는 정상운반조건 및 운반사고조건에서 구조적 건전성이 유지되며, 정상운반조건에서는 운반용기 상·하부에 충격완충체가 장착되어 있다. 충격완충체는 운반 중 사고로 인한 운반용기로의 충격에너지를 흡수하며, 스테인리스강으로 제작된 내·외부 케이싱과 그 내부에 채워지는 충격완충용 목재(Red Wood 및 Balsa Wood)로 구성된다. 충격완충체는 길이 및 너비가 각각 4,322 mm 및 2,604 mm이며, 외부높이가 968 mm이다. 보수적인 모델링을 위해 모든 목재는 밀도가 상대적으로 작은 Balsa Wood인 것으로 가정하였다. Fig. 4 ~ 6은 MCNP6 전산코드의 2차원 Plotter를 이용하여 표현한 정상운반 및 운반사고조건 운반용기 모델링에 대한 수직/수평 단면도를 나타낸다.

3.3.2 방사선량을 계산 입력자료

사용후핵연료 운반용기 전체를 구성하는 각 부분의 모델링에 사용된 물질조성을 Table 6에 정리하였다. 구성품 중

Table 7. Flux to Dose Conversion Factors for Neutron

Energy [MeV]	Conversion Factors [mSv·hr ⁻¹ /(cm ² -sec)]	Energy [MeV]	Conversion Factors [mSv·hr ⁻¹ /(cm ² -sec)]
1.00×10 ⁻⁹	2.38×10 ⁻⁵	1.50×10 ⁻¹	4.75×10 ⁻⁴
1.00×10 ⁻⁸	3.24×10 ⁻⁵	2.00×10 ⁻¹	6.12×10 ⁻⁴
2.50×10 ⁻⁹	3.82×10 ⁻⁵	3.00×10 ⁻¹	8.39×10 ⁻⁴
1.00×10 ⁻⁷	4.64×10 ⁻⁵	5.00×10 ⁻¹	1.16×10 ⁻³
2.00×10 ⁻⁷	4.86×10 ⁻⁵	7.00×10 ⁻¹	1.35×10 ⁻³
5.00×10 ⁻⁷	4.90×10 ⁻⁵	9.00×10 ⁻¹	1.44×10 ⁻³
1.00×10 ⁻⁶	4.79×10 ⁻⁵	1.00×10	1.50×10 ⁻³
2.00×10 ⁻⁶	4.64×10 ⁻⁵	1.20×10	1.53×10 ⁻³
5.00×10 ⁻⁶	4.32×10 ⁻⁵	2.00×10	1.51×10 ⁻³
1.00×10 ⁻⁵	4.07×10 ⁻⁵	3.00×10	1.48×10 ⁻³
2.00×10 ⁻⁵	3.82×10 ⁻⁵	4.00×10	1.47×10 ⁻³
5.00×10 ⁻⁵	3.56×10 ⁻⁵	5.00×10	1.46×10 ⁻³
1.00×10 ⁻⁴	3.38×10 ⁻⁵	6.00×10	1.44×10 ⁻³
2.00×10 ⁻⁴	3.20×10 ⁻⁵	7.00×10	1.46×10 ⁻³
5.00×10 ⁻⁴	2.99×10 ⁻⁵	8.00×10	1.47×10 ⁻³
1.00×10 ⁻³	2.84×10 ⁻⁵	9.00×10	1.51×10 ⁻³
2.00×10 ⁻³	2.77×10 ⁻⁵	1.00×10 ¹	1.58×10 ⁻³
5.00×10 ⁻³	2.88×10 ⁻⁵	1.20×10 ¹	1.73×10 ⁻³
1.00×10 ⁻²	3.78×10 ⁻⁵	1.40×10 ¹	1.87×10 ⁻³
2.00×10 ⁻²	5.98×10 ⁻⁵	1.50×10 ¹	1.94×10 ⁻³
3.00×10 ⁻²	8.53×10 ⁻⁵	1.60×10 ¹	2.00×10 ⁻³
5.00×10 ⁻²	1.48×10 ⁻⁴	1.80×10 ¹	2.05×10 ⁻³
7.00×10 ⁻²	2.16×10 ⁻⁴	2.00×10 ¹	2.16×10 ⁻³
1.00×10 ⁻¹	3.17×10 ⁻⁴	-	-

Table 8. Flux to Dose Conversion Factors for Gamma

Energy [MeV]	Conversion Factors [mSv·hr ⁻¹ /(cm ² -sec)]
0.01	2.20×10 ⁻⁷
0.015	2.99×10 ⁻⁶
0.02	3.78×10 ⁻⁶
0.03	2.92×10 ⁻⁶
0.04	2.30×10 ⁻⁶
0.05	1.98×10 ⁻⁶
0.06	1.84×10 ⁻⁶
0.08	1.91×10 ⁻⁶
0.1	2.20×10 ⁻⁶
0.15	3.20×10 ⁻⁶
0.2	4.32×10 ⁻⁶
0.3	6.48×10 ⁻⁶
0.4	8.57×10 ⁻⁶
0.5	1.06×10 ⁻⁵
0.6	1.24×10 ⁻⁵
0.8	1.58×10 ⁻⁵
1	1.87×10 ⁻⁵
1.5	2.48×10 ⁻⁵
2	3.10×10 ⁻⁵
3	4.00×10 ⁻⁵
4	4.82×10 ⁻⁵
5	5.58×10 ⁻⁵
6	6.34×10 ⁻⁵
8	7.78×10 ⁻⁵
10	9.22×10 ⁻⁵

강재로 구성된 재질의 밀도 및 질량분율은 ASME (American Society of Mechanical Engineers)에 제시된 사양을 적용하였다[14].

3.3.3 방사선 차폐평가

MCNP전산 코드의 평가 결과는 tally를 통해 운반 용기 외부 측면 및 상하부에 가상의 구역을 설정하여 해당 영

역에 대한 평균선속(Flux)을 측정 후, 선속-선량률 환산인자(Flux to Dose Conversion Factor)를 입력함으로써 출력 파일에 선량률로 표시되도록 하였다. tally는 F4 tally를 사용하여 가상의 측정 구역을 설정하였으며, 선속-선량률 환산인자는 ICRP-74의 자료를 사용하였다. 중성자 및 감마선 에너지에 따른 자세한 환산인자 수치는 각각 Table 7 및 Table 8에 제시하였다[15].

Table 9. Shielding Evaluation Results for Normal Conditions at the Transportation Cask External Surface

[Unit : mSv·hr⁻¹]

Position	Gamma	Neutron	Total
Top Impact Limiter	0.058 (0.017)	0.004 (0.004)	0.062
Cask Side Surface	0.239 (0.008)	0.057 (0.014)	0.296
Bottom Impact Limiter	0.259 (0.025)	0.071 (0.004)	0.330
Criteria	-	-	2.0

* Indicate relative error for results in each parenthesis

Table 10. Shielding Evaluation Results for Normal Conditions at the 2 m from Transportation Cask Surface

[Unit : mSv·hr⁻¹]

Position	Gamma	Neutron	Total
Top Impact Limiter	0.011 (0.014)	0.001 (0.031)	0.012
Cask Side Surface	0.056 (0.018)	0.009 (0.010)	0.065
Bottom Impact Limiter	0.033 (0.046)	0.005 (0.014)	0.038
Criteria	-	-	0.1

* Indicate relative error for results in each parenthesis

Table 11. Shielding Evaluation Results for Accident Conditions at the 1 m from Transportation Cask Surface

[Unit : mSv·hr⁻¹]

Position	Gamma	Neutron	Total
Cask Top (Lid) Surface	0.197 (0.012)	0.012 (0.007)	0.209
Cask Side Surface	0.107 (0.031)	0.021 (0.005)	0.128
Cask Bottom Surface	0.303 (0.037)	0.017 (0.006)	0.321
Criteria	-	-	10.0

* Indicate relative error for results in each parenthesis

3.3.4 평가 결과

대용량 증수로 사용후핵연료 운반용기의 차폐평가 결과는 정상운반조건에서 운반용기외부표면 및 운반용기 표면 2 m 이격지점과 운반사고조건에서 사고 상황이 반영된 운반용기 표면 1 m 이격지점에서 평가된 방사선량률을 토대로 앞서 제시한 기술기준 만족여부를 판단하였다. 각각의 전체 선량률 계산결과에 대한 상대오차는 5% 미만이며, 주요 지점에 대해서는 3% 미만인 것으로 나타났다.

정상운반조건은 용기 상·하부에 충격완충체를 결속한 후 견전성이 유지되는 사용후핵연료 360 다발 및 이를 포장한

연료 바스켓 6개를 운반하는 상황으로서, 운반용기 차폐체의 손상이나 기능 저하가 발생하지 않아 선량률이 증가하지 않는 조건을 반영하여 수행하였다. 운반용기 표면에서의 차폐 평가결과, 최대 선량률은 0.330 mSv·hr⁻¹로 나타났으며, 운반용기 하부 충격 완충체 표면(완충역할의 Wood가 존재하지 않는 중심부의 Hole영역)의 연료 바스켓 하부영역에서 발생하였다. 이 부위에서 최대 선량률이 도출된 이유는 운반용기 측면 및 상부보다 상대적으로 차폐체 두께가 얇은 부위(용기본체하부 두께 210 mm + 충격완충체 casing 30 mm)로 인한 것으로 판단된다. 운반용기 표면 2 m 이격 지점에서의

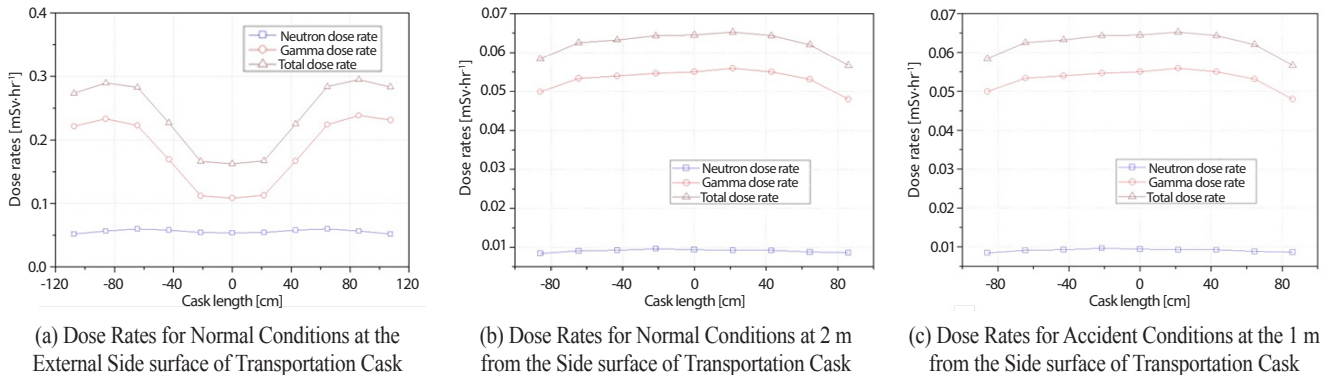


Fig. 7. Dose Rates for Normal And Accident Conditions of Transportation Cask.

차폐평가결과, 최대 선량률은 0.065 mSv·h⁻¹로서 용기측면의 중심부에서 발생하는 것으로 나타났으며, 독립적인 2개의 원통형 쉘 내부의 사용후핵연료로부터 방출된 감마선의 중첩효과에 의한 영향인 것으로 판단된다. 운반용기 정상운반조건에서 용기 표면 및 표면 2 m 이격지점에서의 방사선량률은 모든 부위에 대하여 기술기준인 2.0 mSv·h⁻¹ 및 0.1 mSv·h⁻¹ 미만으로 평가되었다.

운반사고조건은 낙하 및 화재사고 등이 연속해서 발생한 상황을 가정하여 평가하였다. 보수적 관점에서 원자력안전위원회고시 제2017-56호에 기술된 사고 이후 충격완충체가 파괴 및 소실되어 운반용기의 차폐가 용기본체와 용기뚜껑만으로 이루어지는 것으로 고려하였다. 낙하 및 화재 사고시 운반용기의 주된 차폐체인 용기본체에는 물리적 충격이 일부 발생하나, 차폐체의 결손이나 기능 저하가 발생하지 않기 때문에 운반사고조건에서는 정상운반조건에서 상하부 충격완충체가 소실된 상황만을 반영하였다. 운반용기 표면 1 m 이격지점에서의 차폐평가결과, 최대 선량률은 0.321 mSv·h⁻¹로서 정상운반조건 용기 표면 방사선량률의 최대 방사선량률 계산지점과 동일한 부위에서 발생하는 것으로 나타났다. 운반사고조건에 대한 용기 상·하부 1 m 이격지점에 대하여 운반용기 측면 및 상부에는 각각 최대 0.128 mSv·h⁻¹ 및 0.309 mSv·h⁻¹로 나타났으며, 운반용기의 운반사고조건에서 방사선량률은 모든 부위에 대하여 기술기준인 10.0 mSv·h⁻¹ 미만으로 평가되었다. 운반사고시 용기의 구조적인 측면으로 볼 때, 대부분 용기 상하부에 장착되어있는 충격완충체로 인해 용기 본체에 변형이 발생하지 않으나, 해당 용기에 대한 구조 해석 결과, 용기 파열 조건에서 약 1.6 mm 내외의 영구변형이

발생할 수 있는 것으로 평가 되었다. 그러나 운반사고조건에서의 방사선 차폐해석 결과는 기술기준 대비 약 3.2%에 그치므로, 1.6 mm의 영구변형으로 인한 방사선량의 증가는 의미 있는 값을 나타내지 않을 것으로 판단된다.

결과적으로 운반용기의 정상운반조건 및 운반사고조건에 대한 차폐평가를 수행한 결과, 기술기준 제한치를 모두 만족하며, 대용량 사용후핵연료 운반용기는 정상운반조건 및 운반사고조건에서 방사선적 안전성을 확보하는 결과를 보였다. 이에 대한 자세한 차폐평가결과는 Table 9 ~ 11 및 Fig. 7에 나타내었다.

4. 결론

사용후핵연료 처분을 위한 중앙집중식 중간저장시설 운영을 2035년경으로 예상하고 있으며, 이에 따라 각 원전부지별 습식저장수조 및 임시저장시설(월성원전)에 보관중인 사용후핵연료를 동 기간부터 중간저장시설로 운반해야하는 상황이다. 특히 중수로 원전인 월성원전의 경우, 중간저장시설로 운반해야 할 물량이 660,000 다발로 예상되고 있어, 이를 효율적이고 안전하게 운반하기 위한 대용량 운반용기의 개발이 진행되고 있다.

본 연구에서는 개발중인 360 다발 용량의 대용량 중수로 사용후핵연료 운반용기에 대한 설계기준연료 설정과 이에 따른 방사선적 안전성평가를 수행하였다. 설계기준연료는 월성원전에서 운영중인 운반 및 저장시스템의 장전 및 저장중인 연료를 바탕으로 설정하였으며, 전산코드의

ORIGEN-ARP 모듈을 이용하여 설계기준연료의 방사선원항을 평가하였다. 방사선 차폐평가는 MCNP6 전산코드를 이용하여 수행하였으며 정상운반조건 및 운반사고조건 등 국내외 기술기준에 규정된 각 지점에서의 최대 방사선량을 평가한 결과, 모든 조건에서 선량을 제한요건을 만족하는 것으로 나타났다. 또한, 해석에서 사용한 보수적 가정사항을 추가적으로 고려하면 사용후핵연료 운반용기 운반조건에 대한 방사선적 안전성은 충분히 확보하였다고 판단된다.

사용후핵연료 중간저장시설 건설을 추진하고 있는 현 상황을 고려하면, 현 시점에서의 본 연구는 대용량 사용후핵연료 운반용기 개발과 저장용기 및 저장시설 설계에 있어 방사선적 안전성측면 접근방법에 도움을 줄 것으로 판단된다. 그러나 향후 대상 사용후핵연료 선정에 있어서 연소도 측면에서 고연소도 연료를 반영한 안전성 평가 연구가 지속적으로 필요할 것으로 사료된다.

감사의 글

본 연구는 산업통상자원부가 주관하는 산업기술혁신사업의 방폐물관리 기술개발과제(20171710201750)의 일환으로 수행되었습니다.

REFERENCES

- [1] Ministry of Trade and Industry, “High-Level Radioactive Waste Management Basic Plan (draft)”, 2016.05
- [2] Korea Nuclear Engineering & Service Corp, Report on the Concept of the Nuclear Fuel Transport Cask with Large Capacity CANDU, KONES Corp. Report, DHCCT-K-RP-001 (2017).
- [3] U.S. NRC, Standard Review Plan for Transportation Package for Spent Nuclear Fuel, U.S. NRC Final Report, NUREG-1617 (2000).
- [4] Korea Hydro & Nuclear Power Corp, Wolseong Spent Fuel Dense Dry Storage Facilities Safety Analysis Report, KHNP Report, HI-2073777 (2009).
- [5] Korea Hydro & Nuclear Power Corp, Final Report on the development of verification technology for dry fuel storage facilities in heavy water reactor, KHNP Report (2014).
- [6] Korea Atomic Energy Research Institute, Analysis of spent fuel offsite transportation method Final Report, KAERI Report, KAERI/CR-320/2008 (2008).
- [7] Oak Ridge National Laboratory, Origen-Arp : Automatic Rapid Processing for Spent Fuel Depletion, Decay, and Source Term Analysis, ORNL/TM-2005/39, Version 6.1, SCALE : A Comprehensive Modeling and Simulation Suite for Nuclear Safety Analysis and Design, Sect. D1, 550 (2011).
- [8] Nuclear Safety and Security Commission Rule No. 23, “Regulations on Technical Standards such as Radiation Safety Management”.
- [9] Nuclear Safety and Security Commission Notice No. 2019-07, “Regulations on the Packaging and Transport of Radioactive Material”
- [10] IAEA Safety Standards No. SSR-6, “Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material”, 2012
- [11] U.S. NRC, 10 CFR Part 71, “Packaging and Transportation of Radioactive Material”.
- [12] Los Alamos National Laboratory, “Version 1.0, MCNP - A General Monte Carlo N Particle Transport Code, MCNP6™ User’s Manual”, LA-CP-13-00634, Version 5, May, 2013
- [13] U.S. NRC, Recommendations for Shielding Evaluations for Transport and Storage Packages, NUREG/CR-6802 (2003).
- [14] American Society of Mechanical Engineers (ASME) Boiler and Pressure Vessel Code Section III, Division 3, “Containments for Transportation and Storage of Spent Nuclear Fuel and High Level Radioactive Material and Waste”, 2017 Edition.
- [15] International Commission on Radiological Protection, “Conversion Coefficients for the Use in Radiological Protection against External Radiation”, Annals of the ICRP Publication 74, 1996