Journal of RADIATION INDUSTRY
Vol. 18, No. 4, pp. 413-418, 2024
https://doi.org/10.23042/radin.2024.18.4.413

Original article

몬테칼로 방법을 이용한 초소형 이동형 원자로용기의 방사화에 의한 수송 시 운전원 선량 평가

김범규[1,*] · 조재선[1] · 김석훈[1] · 박동규[1]

[1]미래에너지기술연구소 ㈜미래와도전

Evaluation of Operator Dose during Transportation by Activation of Transportable Micro Reactor Vessel Using Monte Carlo Method

Beom-kyu Kim[1,*], Jae-seon Cho[1], Suk-hoon Kim[1], and Tong-kyu Park[1]

[1]FNC Technology, Institute of Future Energy Technology, 46 Tapsil-ro, Giheung-gu, Yongin-si, Gyeonggi-do 17084, Republic of Korea

ABSTRACT Transportable micro reactors, one of the latest reactor concepts under development, offer a flexible option by allowing deployment and operation in areas with immediate power demand. Reactors are usually run at full capacity before being moved, but recent researches investigate the idea of adjusting power output as necessary and then moving the reactor system to a different place for later operation. For this concept, it is essential to evaluate the radiation dose received by both the operator during reactor operation and the transport operator during reactor relocation. This study conducted a radiological impact assessment using the Monte Carlo simulation codes OpenMC and MCNP. Activation analysis was performed on the reactor vessel using OpenMC, and gamma ray dose assessments at the operator's location were carried out using the generated data as a source term in MCNP. Calculations revealed that the operator's dose rate is 4.14 mSv/hr, whereas the transport operator's dose rate is 0.129 mSv h-1. Although both values fall within the annual dose limit, they may not be suitable for prolonged exposure. For the transport operator, adding an extra tungsten shielding wall between the container and the operator lowered the dose rate to 0.02 mSv/hr. Thus, installing additional shielding should be considered to mitigate exposure during long-term transport operations.

Key words: Transportable Micro Reactor, Molten Salt Reactor, Activation, MCNP

1. 서 론

현재 원자로 시장의 흐름은 초대형 원전을 건설하는 것이 아닌 전력 수요가 필요한 곳에 낮은 출력의 작은 원자로를 설치하는 것이다. 이에 따라, 연구되고 있는 초소형 이동형 원자로(Transportable Micro Reactor)는 전력 수요에 따라 필요한 곳으로 이동하여 전력을 생산할 수 있도록 하는 최신 원자로 개념이다. 이는 소형 모듈형 원자로(Small Modular Reactor) 기반의 개념으로 기본적으로 소형 모듈형 원자로의 안전성, 모듈성 및 경제성과 같은 장점들에 이동성을 추가로 고려한 원자로이다. 이를 위해 초소형 이동형 원자로는 원자로 시스템 전체를 수송 컨테이너에 적재하여 수송되는 개념이 고려되고 있다[1].

초소형 이동형 원자로는 공장에서 모듈 형태로 생산하여 전력 수요지로 이동하여 가동한다. 초소형 이동형 원자로의 이동성을 위해 전체적인 원자로 시스템의 크기와 무게 제한이 필요하고 이러한 제한은 주로 차폐체 설계 단계에서 이루어진다. 따라서 제작 단계에서 차폐체를 포함하지 않고 설계되며 가동 시 외부적인 차폐체를 설치하는 것이 필요하다[2].

현재 초소형 이동형 원자로는 특정한 전력 수요지에서 수요가 충족될 만큼 가동한 후 다른 수요지로 이동하여 재가동하는 시나리오도 고려되고 있다. 이러한 가동 시나리오에서 원자로 출력 가동 중에는 외부 차폐체를 설치함으로써 선량을 감소시킬 수 있지만 다른 수요지로 이동할 때에는 추가적인 다른 외부 차폐체의 설치가 어렵다. 출력 가동을 함에 따라 핵연료에서 핵분열 생성물이 생성되고 중성자 속에 의해 내부 기기 및 구조물이 방사화된다. 작업자는 이러한 상황에서 재가동을 위해 수송 컨

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

Copyright© 2024 by Korean Society of Radiation Industry

*Corresponding author: Beom-kyu Kim
Tel: +82-31-8065-9770, Fax: +82-31-8005-7377, E-mail: withbum77@fnctech.com

Received 5 December 2024 Revised 24 December 2024 Accepted 24 December 2024

테이너와 일정 거리 지점에서 외부 차폐벽을 설치해야 하며, 수송 운전원은 원자로 수송 컨테이너를 수송 트럭과 연결 및 이동하는 작업 동안 방사성물질에 의해 피폭될 가능성이 높다. 따라서, 초소형 이동형 원자로의 가동 시나리오에 기반 한 핵분열 생성물 및 기기 방사화로 인해 작업자 및 수송 운전원이 피폭되는 선량을 예측하여 초소형 이동형 원자로 정지 후 이동 및 재가동을 위한 방사선학적 안전성 평가가 필요하다.

본 연구는 초소형 이동형 원자로를 고속 용융염 원자로 기반으로 설계한 자료를 바탕으로 시나리오에 따른 방사선량을 평가하였다.

선량 계산 시나리오는 원자로 정지 시 핵연료 염은 계통 내부에서 모두 인출하여 추가적인 외부 용기에 따로 저장 후 수송한다는 가정하에 핵분열 생성물에 의한 선량은 제외하고, 원자로 최외각에 있는 원자로용기의 방사화에 의한 작업자 및 수송 운전원에게 피폭되는 감마 선량만을 계산하였다.

차폐체는 감마선 차폐 효율이 높고 가공 중 건강 및 환경 위험이 낮기 때문에 납의 대안으로 간주되는 텅스텐을 고려하였으며 텅스텐 차폐 설계에 두께 선택에 대한 이론적 기초로 텅스텐의 half-value layer (HVL)는 약 0.8 cm를 기반으로 하여 두께를 선택하였다. 장시간 수송을 위해 수송 운전원과 원자로 수송 컨테이너 사이에 추가적인 1 cm 및 3 cm의 텅스텐 차폐체가 설치되어 있는 시나리오에서 수송 운전 인력의 주기적인 교체가 필요한지에 대해 몬테칼로 기반 코드인 OpenMC와 MCNP를 사용하여 평가하였다.

2. 평가방법 및 모델링

2.1. 몬테칼로 방법을 이용한 선량 평가 방법론

일반적으로 원자로 구조물에 대한 방사화 평가는 Los Alamos 국립연구소에서 개발된 몬테칼로 방법론 기반의 입자 거동 분석 코드인 MCNP (Monte-Carlo N Particle) 코드를 통해 중성자 속을 계산한다[3]. 계산된 중성자속을 Oak Ridge 국립연구소에서 개발된 SCALE 모듈 중 하나인 SCALE-ORIGEN 모듈의 입력으로 활용하여 구조물 방사화와 선원항(감마 스펙트럼)을 행렬지수확장법을 통해 간편하게 계산할 수 있다[4]. 그러나, 고속중성자 기반의 용융염 원자로 연소 라이브러리는 ORIGEN 모듈에서 기본적으로 제공하지 않는다. SCALE의 다른 연소계산 모듈인 SCALE-Triton 모듈을 이용해 원자로 설계 후 ORIGEN 연소 라이브러리를 생성하여 계산할 수 있지만, SCALE-Triton은 2D 중성자 수송방정식 기반의 방법론을 사용하는 코드이기 때문에 축 방향으로 복잡하거나 너무 큰 핵연료 셀을 가지는 원자로 구조에서는 적합하지 않을 수 있다. 또한 가정하는 초소형 이동형 원자로의 노심 형태는 구 형태로 이루어져 있고 핵연료의 핀이 존재하는 것이 아니며 핵연료는 용융염을 사용하는 하나의 큰 셀이므로 SCALE-Triton을 사용하기에 적합하지 않다.

따라서, 본 연구에서는 OpenMC 코드를 사용하여 3D 연소계산 기반으로 유효노심 외부로 유출되는 고속중성자를 계산하여 보수적으로 방사화 선원항을 평가하였다[5]. OpenMC는 Massachusetts Institute of Technology (MIT)와 Computational Reactor Physics Group (CRPG)의 개발자들이 만든 몬테칼로 방법론 기반의 입자 거동 분석 코드이다. MCNP 보다 다양한 기능이 있지만, 코드 자체에서 제공하는 결과 후처리가 빈약하기 때문에 사용자가 후처리를 직접 해야 하는 단점이 있다. OpenMC는 각 연소 단계별로 계산된 중성자 및 감마 스펙트럼에 따라 저장된 핵종 연소 라이브러리와 ENDF/B-VII.1 핵반응 단면적 라이브러리를 사용하여 특정 물질의 방사화 평가를 수행할 수 있다. OpenMC를 이용한 방사화 평가 결과로 핵종별 재고량이 도출되는데 이 중 코발트 동위원소가 선량 계산에서 가장 민감할 것으로 예상되기 때문에 이에 대해 분석한다. 본 연구에서 방사화 평가 대상으로 고려되고 있는 물질은 원자로 최외각을 감싸는 형태의 Stainless Steel 316 원자로용기이다. OpenMC를 사용한 방사화계산에서 Stainless Steel 316의 물성치는 Table 1과 같다. 이는 Pacific Northwest 국립연구소에서 편찬한 각종 원자로 물질에 대한 정보가 기재된 PNNL Material Compendium의 물성치를 사용한 것이다.

선량평가는 방사화된 원자로용기의 핵종 재고량을 분석한 결과를 사용하여 MCNP로 작업자와 수송 운전원의 위치로 예상되는 지점에서 평가를 수행한다. 선량 변환 인자는 MCNP 내부에 저장된 선량 변환 인자 중 가장 보수적인 ICRP-21을 사용한다.

ICRP는 실험데이터를 기반으로 선량변환계수를 계산한다. 최신 버전에 가까울수록 비교적 정확한 선량이 계산되는 반면, 오래된 버전일수록 보수성을 고려하는 특징이 있다. MCNP 내부에 선량변환계수 등 때에 따라 ICRP-21과 ICRP-74 모두 사용 가능하다. 본 연구는 ICRP-21을 사용하여 보수적인 접근을 하였다. MCNP에 내장된 ICRP-21을 사용하여 선량을 평가한 후, Sv h^{-1} 단위로 계산하였다.

MCNP는 입자 하나를 사용하여 반복적인 몬테칼로 방법론을 통해 통계적 결과를 도출하는 코드이므로 계산 결과는 입자 하나에 대

Table 1. Properties of Stainless Steel 316

Nuclide	Composition ratio
C	0.08%
^{55}Mn	2.00%
^{31}P	0.05%
S	0.03%
Si	1.00%
Cr	17.00%
Ni	12.00%
Mo	2.50%
Fe	65.35%

Table 2. Cobalt Isotopes Among the Results of the Activation of Reactor Vessels Calculated by OpenMC

Co Isotope	# of Isotopes	Mass (g)	% of Isotopes		Energy (MeV)	Activity (Bq)
^{58}Co	2.098E+18	0.0002055	78%	89.5%	0.811	2.37E+11
^{59}Co	3.608E+17	3.533E-05	13%	Stable	-	-
^{60}Co	2.465E+17	2.414E-05	9%	10.5%	1.33, 1.17	2.27E+09
^{57}Co	3.157E+14	3.091E-08	0%	-	-	-
^{61}Co	1.096E+12	1.073E-10	0%	-	-	-
^{62}Co	734860551	7.194E-14	0%	-	-	-
^{60m}Co	671369.10	6.572E-17	0%	-	-	-
^{64}Co	16523.580	1.618E-18	0%	-	-	-

한 통계적 선량이 도출된다. 따라서 보수적 평가를 위해 선량 계산 결과에 대한 적절한 후처리가 필요하다. 이를 위해 MCNP의 Tally 옵션 중 하나인 FM card를 사용하여 계산 결과에 적절한 변수를 곱해주는 보정을 하게 되며 선량 계산에서는 초당 입자 수(#/second)를 사용하여 보정할 수 있다.

즉, 본 연구에서는 OpenMC의 Stainless Steel 316 방사화평가 결과로 도출된 핵종 재고량 계산을 통해 결정된 코발트 동위원소의 방사능(Bq) 값 총합이 보정 값으로 사용된다. 이는 초당 코발트(Cobalt) 동위원소에서 방출되는 모든 입자가 평가 지점에 도달한다는 가정이 되며 이러한 가정을 통해 평가 지점에서 계산되는 선량은 지정된 위치에서 이론상 측정될 수 있는 가장 높은 선량 값이 된다. 이러한 방식으로 계산된 선량은 방사선 관계 종사자의 피폭 선량 한도를 초과하지 않는다면, 비보수적으로 다양한 감쇠 요인들을 고려하여 평가했을 때도 초과하지 않음을 알 수 있다.

2.2. 감마 유효 선량 평가 지점 및 초소형 이동형 원자로 방사화평가에 따른 선원항

원자로용기 방사화 평가를 위해 OpenMC를 사용하여 모델링된 초소형 이동형 원자로는 핵연료로 KCl-UCl$_3$를 사용하고, 전출력 6 MWth, 5년의 운전 주기가 가능하도록 설계되었다. 구 형태의 노심이 설계되었으며 초기 임계값으로는 약 1.03이다. 유효 노심은 약 76 cm의 핵연료와 반사체를 포함한 외부 영역으로 구형 원자로 노심의 반지름은 약 98 cm으로 설계되었다. 가장 보수적인 결과를 도출하기 위해, 원자로용기의 가장자리에서 방사화정도가 높을 것으로 예상되는 5년간 6 MWth의 전출력 조건을 사용하여 계산된 고속중성자 누출량을 이용, 초소형 이동형 원자로용기의 방사화 평가를 수행한다.

일반적으로, 금속 성분의 철이나 니켈 등의 방사화로 인해 발생하는 동위원소 중 가장 보수적으로 평가되며, 민감한 원소는 코발트에 해당한다. 이에 따라, 다른 동위원소들은 코발트에 비해 적은 양이 생성될 것으로 본 계산에선 코발트 동위원소들만 고려하였다. 이러한 조건들을 사용하여 OpenMC를 이용해 계산한 원자로용기의 방사화평가 결과 중, 코발트 동위원소에 해당하는 결과는 Table 2과 같다[6-7].

Table 2에서 나와 있듯이, 다양한 코발트 동위원소들이 원자로용기의 방사화 평가를 통해 계산되었으나 ^{58}Co, ^{59}Co, ^{60}Co 이 각각 78, 13, 9% 순으로 코발트 동위원소 중 가장 높은 비율을 보였으며 나머지 동위원소들은 1% 미만의 적은 비율을 보였기 때문에 선원항에서 제외하였다. 이중, ^{59}Co는 자연에서 안정한 상태를 가지기 때문에 선원항으로 고려하지 않았으며, 나머지 ^{58}Co, ^{60}Co만 감마 선원항으로 사용하였다. 선정된 방사선원은 89.5%의 ^{58}Co의 붕괴 에너지와 10.5%의 ^{60}Co의 붕괴 에너지를 최종적으로 MCNP의 선원항으로 사용하였다. MCNP의 선원항은 SDEF라는 선원항 정의 옵션을 사용하여 구현되고 여기에는 선원항 위치, 선원 에너지와 이에 대한 확률이 필요하다. 여기서 선원 에너지는 각 동위원소의 붕괴 에너지가 해당하고, 확률은 58Co 의 붕괴에너지에 대해 0.895, ^{60}Co의 2개의 붕괴에너지에 대해 각각 0.0525를 사용하였다. 선원 위치는 원자로용기의 위치가 지정된다.

방사화 평가 결과 도출된 핵종 재고량은 아보가드로 수를 통해 각 동위원소의 질량을 계산할 수 있으며 이에 따른 방사능 또한 질량과 반감기를 통해 계산 가능하다. 선원항으로 사용되는 ^{58}Co은 2.37E+11 Bq이며 ^{60}Co은 2.27E+09 Bq으로 수계산을 통해 도출되었다. MCNP 선량 계산 결과 보정을 위한 FM card의 값은 두 동위원소에 대한 방사능 값의 총합인 2.89E+11을 사용하였다. MCNP에 저장된 ICRP-21은 Sv/hr 단위로 선량이 계산된다. 일반적으로 방사선 관계 종사자의 피폭 선량 한도에 쓰이는 mSv h^{-1} 단위로 출력하기 위해 FM card에 1000을 곱하여 최종적으로 2.89E+14를 사용하였다.

Fig. 1은 초소형 이동형 원자로가 수송 컨테이너 내부에 적재된 형상을 MCNP를 사용하여 모델링한 것이다. OpenMC로 방사화평가를 한 원자로와 동일한 형상으로 모델링하였으며 초소형 이동형 원자로 노심은 수송 컨테이너 내부의 한 방향으로 치우쳐 있음을 알수 있다. Fig. 1에서, 노심의 가장 가운데 보라색은 핵연료 염 KCl-UCl3, 반사체 B4C, 그리고 최외각은 원자로용기 SS316으로 설계되었다. 수송 컨테이너는 0.2 cm 두께의

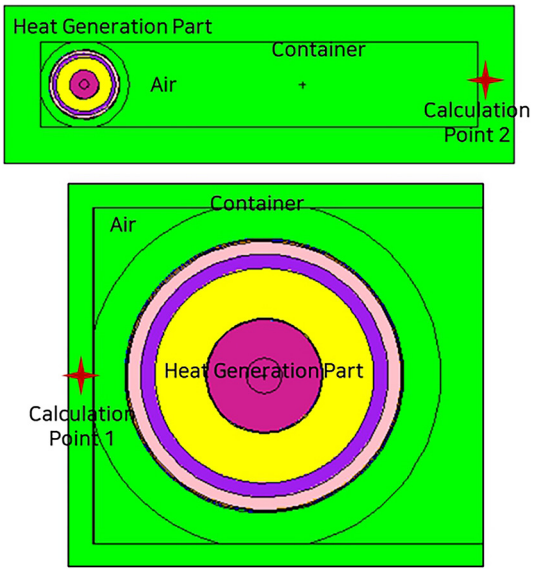

Fig. 1. x-y Cross-Sectional View of Transportable Micro Reactor and Transport Container Modeling

원자로용기와 같은 금속 SS316으로 구성되어 있으며 약 가로 12 m, 세로 2.4 m, 높이 2.6 m의 크기로 선정하였다. 수송 컨테이너 및 원자로용기에 사용되는 SS316의 밀도는 8 g/cc로 설정하였다. 초소형 이동형 원자로 노심은 수송 컨테이너와 가까운 지점의 수송 컨테이너 표면으로부터 약 40 cm의 이격이 있으며 먼 지점의 수송 컨테이너 표면과 거리는 약 9.8 m 이다. 수송 컨테이너 외부는 내부와 마찬가지로 공기(Air)로 채워져 있다. 수송 컨테이너 외부의 물질은 공기에 의한 선량 감쇠를 확인하기 위해 공기를 사용하였다. 평가 지점은 수송 컨테이너 외부의 원자로와 가까운 지점(평가 지점 1), 원자로에서 멀리 위치한 지점(평가 지점 2)으로 설정하였다. 평가 지점 1은 작업자의 차폐벽 설치 및 해체 작업이 예상되는 위치이며 평가 지점 2는 수송 운전원의 수송 시 작업이 예상되는 위치이다.

수송 컨테이너 내부에는 원자로 운전을 위한 다양한 주요 계통 및 이를 지지하는 지지부, 염을 운송하기 위한 펌프, 전력생산을 위한 주요 기기등이 위치한다. 하지만 수송 운전원에 대한 보수적 평가를 위해 공기가 가득 차 있는 것으로 가정하였다. 마찬가지로, 보수적 평가를 위해 이송을 위한 차량은 모델링에 제외하였다. 따라서 이송 차량에 의한 차폐는 부재하다. 수송 운전원의 위치 경우, 수송 컨테이너 외부에서 공기에 의한 선량 감쇠 정도를 찾기 위해 5개의 포인트를 지정하여 계산하였다. 각각 원자로 노심 반대쪽 수송 컨테이너 표면으로부터 1, 20, 30, 50, 70 cm의 거리에 위치한다. 작업자의 위치는 원자로 노심 쪽 수송 컨테이너 표면으로 1 m 떨어진 지점으로 설정하였다. 평가 지점의 좌표는 보수적 계산이 예상되는 지점을 선정한다. 설계된 원자로 노심은 원점을 기준으로 구 형태를 이루고 있기 때문에 원점과 가까운 지점이 가장 노심과 가까운 지점이다. 때문에 보수적 평가를 위해서 y와 z 모두 0인 지점을 사용하였다.

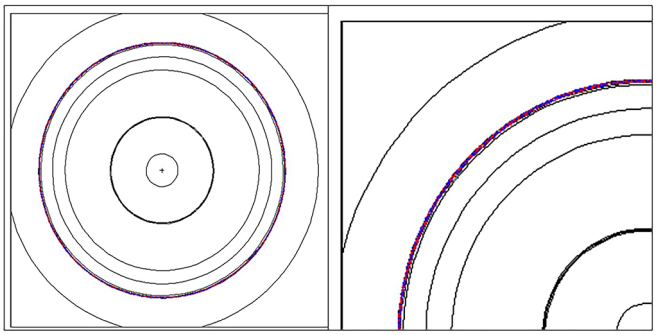

Fig. 2. x-y Cross-Sectional View of Transportable Micro Reactor and Source Term Distribution at Reactor Vessel

MCNP를 이용한 선량계산은 보수적으로 선량이 계산될 것으로 예상한 좌표인 한 지점에 대한 포인트 Tally를 위해 F5 옵션을 이용하여 계산하였다. F5 Tally는 MCNP의 포인트 Tally 옵션이며 가상의 구를 만들어 이 구를 지나가는 입자를 카운팅하는 가상 Detector 옵션이다. 구의 크기를 줄일수록 점에 가까워지지만, 입자가 Detector 영역을 지나가지 않기 때문에 오차는 반비례적으로 커진다. 현재 지정된 F5 Tally의 구 크기는 1 cm 이다. 그리고 F5 Tally 옵션의 감마 계산 자체의 불안정함으로 인해 큰 오차가 발생할 수 있다. MCNP에서 감마에 대한 많은 반응을 고려하기 때문에 계산에 소요되는 비용이 크고 이러한 반응 이후의 입자들이 F5 Tally의 가상 Detector를 지나가야 하기 때문이다. 이를 위해 계산하는데 사용하는 입자 수를 크게 늘려서 가상 Detector에 입사되는 입자 수를 늘리거나 PDS (Point Detector Sampling)라는 감마 입자 샘플링 옵션을 추가적으로 사용하는데, 본 계산은 계산 오차를 최대한 줄이고자 계산 입자수로 1E+08을 사용하였으며, PDS 옵션도 함께 사용하였다.

정확한 감마 선량 계산을 위해서는 선원항의 위치에 대한 검증이 필요하다. Fig. 2는 OpenMC에서 계산된 코발트 동위원소에 대한 선원항이 MCNP에서 원자로용기 최외각에 제대로 분포되어 있는지 검증하기 위해 MCNPX의 Particle Display 옵션을 이용하여 선원의 위치를 단면도로 출력한 것이다. Fig. 2의 왼쪽 그림은 전체적인 선원 분포이며 오른쪽 그림은 오른쪽 상단 부분을 특정하여 확대한 선원 분포 그림이다. 이 선원 분포도 그림들에서, 선원이 제대로 원자로용기가 위치한 지점인 원자로 최외곽 부분(굵은 선)에 붉은색과 푸른색의 입자 형태로 지정된 것을 확인 할 수 있다.

Fig. 3은 수송 운전원 차폐 시나리오에 대한 MCNP 모델을 보여주며, 평가지점 2에서 수송 운전원 위치에 텅스텐 차폐벽을 추가하는 것을 모사하였다. 그림의 갈색 부분은 텅스텐 차폐체를 나타낸다. 감마선 차폐는 높은 밀도를 가질수록 유리하다. 높은

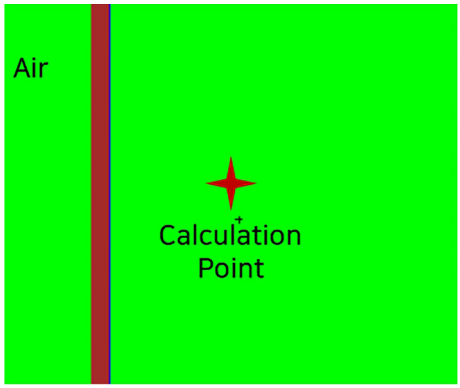

Fig. 3. x-y Cross-Sectional View of Shielding wall between transport operator and Transport container

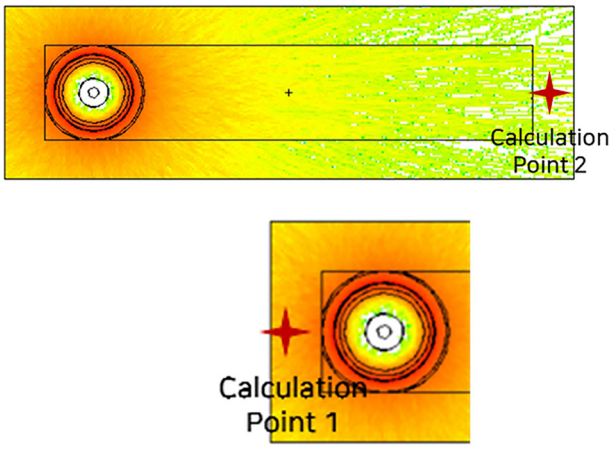

Fig. 4. x-y Cross-Sectional View of Gamma Flux Map

밀도 19.3 g/cm^{3}를 갖는 텅스텐은 장시간 추가 차폐 필요성을 평가하기 위하여 차폐벽으로 도입하였으며, Fig. 3에 위치하여 1, 3 cm으로 수행하였다. 두께에 따른 선량을 계산하여 최적의 두께 추정 및 장시간 수송 운전원 인력 변화 없이 작업이 가능한지 확인하고자 한다.

최종적으로 OpenMC을 사용하여 SS316의 방사화평가에 따른 코발트 동위원소 선원항과 MCNP로 모델링된 초소형 이동형 원자로가 수송 컨테이너 내부에 적재된 모델을 기반으로 평가한다. 작업자와 수송 운전원의 위치로 예상되는 평가 지점에 대한 감마 유효 선량 평가와 방사선 관계 종사자의 연간 피폭 선량 한도를 고려한 작업 가능 시간 산출을 수행하였다.

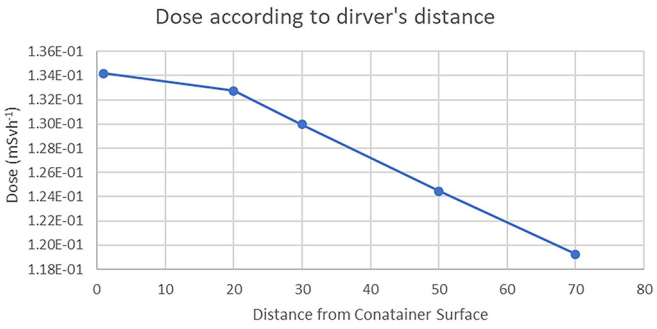

Fig. 5. Gamma Effective Dose according to distance of transport operator

3. 초소형 이동형 원자로의 원자로용기 방사화에 의한 평가 지점의 감마 유효 선량 평가 결과

Fig. 4는 Fig. 1의 원자로와 Fig. 2의 선원항 위치 기반으로 MCNP로 코발트 동위원소를 선원항으로 하여 계산된 감마선속 도이다. 감마선속은 붉은색에 가까울수록 높은 감마선속 값을 의미한다. 선원항이 위치한 원자로용기 위치에서 가장 높은 감마선속 값을 보이며 작업자의 위치에서 감마선속 값은 비교적 높고 많은 입자가 입사되는 것을 보이지만 수송운전원의 위치(평가지점2)에서는 낮은 값과 많지 않은 입자가 입사되는 것을 볼 수 있다. 원자로 내부 영역은 다른 평가 지점들 보다 가깝지만, 밀도가 높은 SS316이 두껍게 있어 감마선속이 침투하지 못하는 모습을 볼 수 있다.

MCNP를 사용한 감마 유효 선량 계산 결과로, 작업자의 위치(평가지점1)에서의 선량은 약 4.14 mSv h^{-1}로 계산되었다. 이는 방사선 관계 종사자의 연간 피폭 선량 한도인 50 mSv h^{-1}을 만족하는 값이지만, 장시간의 작업에는 적합하지 않다.

이러한 가정 하에 지속적으로 동일한 수준의 방사선량이 조사될 경우 작업자의 최대 작업시간은 연간 약 12시간 정도로 예상할 수 있다[8]. 따라서, 작업자는 수송 컨테이너와 훨씬 먼 거리에서 작업하거나 초소형 이동형 원자로가 출력 운전 지점에 도착하기 전에 미리 외부 차폐벽 설치와 같은 장시간이 소요되는 외부 작업을 완료할 필요가 있다.

Fig. 5와 Table 3은 수송 컨테이너 표면으로부터 수송 운전원의 평가 지점 거리에 따른 선량이다. 수송 컨테이너에서 가장 가까운 위치에서의 선량은 약 0.129 mSv h^{-1}로, 가장 먼 위치에서의 선량은 0.115 mSv h^{-1}로 평가되었다. 공기 중에서 거리에 따라 감쇠되는 선량이 크지 않지만, 방사선 관계 종사자의 연간 피폭 선량 한도를 가장 수송 컨테이너와 가까운 지점에서도 만족하고 있다. 이러한 선량은 수송 컨테이너 외부 1 cm 지점에서 연간 약 387시간의 작업이 가능하고, 수송 컨테이너 외부 70 cm 지점에서 연간 약 434시간의 작업이 가능하다. 이는 수송 운전원이 충분히 긴 시간동안 작업할 수 있음을 보여주지만, 연간 작업 동안 운전 시나리오에 따라 인력의 교체가 필요할 수 있다. 이를 위해 감마 유효 선량을 줄이고자 설치된 텅스텐 차폐벽의 존재에 따른 감마 유효 선량은 Table 4와 같다.

Table 4에서 텅스텐 차폐벽이 수송 운전원과 수송 컨테이너 사이에 있는 시나리오의 선량 계산 결과는 1 cm 텅스텐 차폐

Table 3. Gamma Effective Dose and error according to distance of transport operator

Co Source	Distance from Container Surface (cm)				
	1	20	30	50	70
Gamma Dose (mSv h^{-1})	0.129767	0.12838	0.125691	0.120361	0.115321
STD	0.0216	0.0062	0.0049	0.0037	0.0033

벽이 있을 때 0.0261 mSv h^{-1}, 3 cm 텅스텐 차폐벽이 있을 때, 0.0028 mSv h^{-1}로 평가되었다. 이는 극히 낮은 선량으로서 장시간의 수송시간을 고려하더라도 수송 운전원의 인력 변화 없이 기준을 충분히 만족할 것으로 예상된다. 1 cm의 텅스텐 차폐벽이 있을 때, 연간 약 1915 시간 동안 작업이 가능하고, 3 cm의 차폐벽이 있을 때, 약 17857 시간 동안 작업이 가능하며, 이는 1년을 초과하는 시간이다. 결론적으로, 3 cm의 텅스텐 차폐벽이 있다면, 인력 교체가 없더라도 수송 운전원에게 방사선 관계 종사자의 연간 피폭 선량 한도를 초과하는 일은 발생하지 않을 것이다. 그러나 텅스텐을 사용함으로서 발생하는 차폐체의 무게 증가 및 경제성 하락으로 인해 적절한 두께를 찾는 것이 중요할 것으로 고려된다.

4. 결 론

초소형 이동형 원자로의 가동 후 수송 시 작업자와 수송 운전원에 대한 감마 유효 선량을 평가하기 위해, 몬테칼로 방법을 이용한 원자로용기 방사화에 의한 작업자 및 수송 운전원의 위치에 대한 방사선학적 영향평가를 수행하였다. 본 연구는 OpenMC로 5년간 6 MWth의 전출력 운전을 가정하여 Stainless Steel 316 원자로용기에 대한 보수적인 방사화평가를 하였으며 이 중 코발트 동위원소만 선원항으로 사용하여 방사선 평가를 수행하였다. MCNP 원자로 모델은 운송 컨테이너에 적재된 원자로를 선정 및 시뮬레이션을 수행하였다. 가장 보수적인 감마 유효 선량은 운전자 위치에서 4.14 mSv h^{-1}, 운송 컨테이너 표면 근처 거리에서 0.129~0.115 mSv h^{-1}로 계산되었다.

작업자 위치에서의 선량은 방사선 관계 종사자의 연간 피폭 선량 한도인 50 mSv h^{-1}을 초과하지는 않지만, 이는 작업시간에 크게 영향을 줄 수 있을 만큼의 선량이다. 예상되는 작업자의 최대 작업시간은 연간 약 12시간 정도로 초소형 이동형 원자로가 운영 지점에 도착하기 전에 미리 외부 차폐벽 설치와 같은 장시간의 작업이 필요한 작업을 끝내야 한다. 수송 운전원의 위치에서의 선량도 방사선 관계 종사자의 연간 피폭 선량 한도 보다 낮지만, 장시간의 운전은 어려울 수 있다. 수송 컨테이너와 수송 운전원 사이에 1 cm 텅스텐 차폐벽이 있을 때 0.0261 mSv h^{-1}, 3 cm 텅스텐 차폐벽이 있을 때, 0.0028 mSv h^{-1}로 평가되었다. 연간 작업 가능 시간을 고려하였을 때, 1 cm의 텅스텐 차폐벽이 있을 경우에는 연간 약 1915 시간 동안 작업이 가능하고 3 cm의 차폐벽이 있을 경우에는 약 17857시간 동안 작업이 가능하다. 따라서 장시간의 수송이나 인원의 변경 없이 작업을 하려면 추가적인 차폐체 설치를 고려해야 한다.

후 기

이 논문은 2022년도 정부(방위사업청)의 재원으로 국방기술진흥연구소의 지원을 받아 수행된 연구임(21-107-F00-018 (KRIT-CT-22-017), 차세대 다목적 고출력 전력생산기술(열원공급모듈 설계기술)).

참고문헌

1. Romano PK, Horelik NE, Herman BR, Nelson AG, Forget B and Kord-Smith A. 2015. “OpenMC: A state-of-the-art Monte Carlo code for research and development”, *Annals of Nuclear Energy*, vol. 82, pp. 90-97. https://doi.org/10.1016/j.anucene.2014.07.048.
2. Kulesza Joel A, Adams Terry R et al. 2022. MCNP® Code Version 6.3.0 Theory & User Manual. United States: N. p., Web. https://doi.org/10.2172/1889957.
3. Wieselquist WA, Lefebvre RA Eds., SCALE 6.3.2 User Manual, ORNL/TM-2024/3386, UT-Battelle, Oak Ridge National Laboratory (February 2024). https://doi.org/10.2172/2361197.
4. Enforcement Decree of the Nuclear Safety Act, Republic of Korea, Presidential Decree No. 2017 27972.
5. Nuclear Safety and Security Commission, NSSC Notice No. 2019-7 (2019).
6. Seo JU, Yoon SJ and Park TK. 2022 Oct. 20-21. “A study on the depletion behavior of molten salt reactor with OpenMC code”, *Transactions of the Korean Nuclear Society*, Changwon.
7. Yoon SJ, Seo JU, Zee SK, Park TK and Kim SJ. 2023 Apr. 23-27, “Multi-layer Shielding Design for SmallSized Molten Salt Fast Reactor”, International Conference of Asian Political Parties (ICAPP), Gyeongju.
8. Chung KW, Yoon SJ, Park TK and Cho JS. 2023 Apr. 23-27, “Shielding Considerations for a Transportable Microreactor”, International Conference of Asian Political Parties (ICAPP), Gyeongju.