Journal of RADIATION INDUSTRY
Vol. 18, No. 4, pp. 419-424, 2024
https://doi.org/10.23042/radin.2024.18.4.419

Original article

몬테칼로 방법을 이용한 초소형 이동형 원자로의 외부 차폐벽의 물질에 따른 방사선영향 평가

김범규[1,*] · 조재선[1] · 김석훈[1] · 박동규[1]

[1]미래에너지기술연구소 ㈜미래와도전

Evaluation of Radiation Impact on the Material of Outer Shielding Wall of Transportable Micro Reactor 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 A transportable micro reactor is a type of reactor that can move to the location where power is needed based on demand.A shield that requires significant construction time and expenses, like a concrete containment building, might not be appropriate if it is expected that the external shield will be moved and operated for a short period of time before being re-operated at a different location. This is why a radiation impact assessment must be done when using a single material as a shielding wall. A transportable molten salt reactor under development was selected as a reference system for the single material shielding study. The initial reactivity value of the designed transportable micro reactor was estimated to be around 1.0577, and the error was calculated to be 0.00071. According to the 1 m shielding wall investigation, earth and sand performed poorly in terms of neutron shielding. The other materials – concrete, rock and water – exhibited below normal background level doses, suggesting that they may be used as shielding walls. There are significant differences in gamma shielding between materials. This is due to the fact that gamma shielding has a density-dependent shielding capacity. A series of dose calculations outside the shielding wall generated a bounding line that indicate the point at which the radiation fell below the normal level of 0.1 μSvh^{-1}. Water is the shielding material that needs the greatest distance from the shielding wall, requiring a distance of 12.24 meters, while rock requires the least distance, 5.4 meters. Rock will therefore be the best material if shielding is thought of utilizing single material.

Key words: Transportable Micro Reactor, Molten Salt Reactor, Radiation Impact Assessment, MCNP

1. 서 론

초대형 원전의 수요가 감소하고, 소형 원전에 대한 관심이 증가함에 따라 새로운 소형 원자로 개념이 제시되고 있다. 그중 하나인 초소형 이동형 원자로(Transportable Micro Reactor)는 전력 수요에 따라 필요한 곳으로 조립되어 이동하여 전력을 생산할 수 있도록 하는 최신 원자로 개념이다. 초소형 이동형 원자로는 소형 모듈형 원자로(Small Modular Reactor) 기반의 원자로 개념으로, 기본적으로 소형 모듈형 원자로의 안전성, 모듈성 및 경제성과 같은 장점들에 이동성을 추가한 원자로이다.

이를 위해 초소형 이동형 원자로는 공장에서 모듈형식으로 조립되어 수송 컨테이너에 적재하여 전력 수요지에 이동하여 가동하는 개념이 고려되고 있다.

초소형 이동형 원자로의 이동성을 위해서는 원자로 시스템 전체의 크기와 무게 제한이 필요하게 되고, 이러한 제한은 차폐체 설계에 큰 영향을 미치게 된다. 이에 따라, 초소형 이동형 원자로는 공장 조립 단계에서 차폐벽을 제작하지 않고 수송 후 외부 차폐벽을 설치하는 방식으로 운영 시나리오가 고려되고 있다[1].

또 다른 초소형 이동형 원자로 운영 시나리오는 현재 초소형 이동형 원자로가 수요지의 전력 수요가 충족될 만큼만 운전한 뒤 다른 수요지로 이동하여 재가동하는 상황도 고려되고 있다.

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 6 December 2024 **Revised** 17 December 2024 **Accepted** 23 December 2024

이러한 운전 시나리오에서는 원자로 출력 운전 중에는 외부 차폐체를 설치함으로써 출력 운전으로 인해 발생하는 유효 선량을 적절히 차폐할 수 있다. 하지만 짧은 주기 동안만 전력 생산을 위한 출력 운전을 수행하고 이동하여 다른 장소에서 재운전을 상정한다면 외부 차폐체를 콘크리트 격납건물 건설과 같은 경제적, 시간적 비용이 큰 차폐체가 적합하지 않을 수 있다. 이러한 이유로 일반적인 자연 속에서 중장비의 도입 없이 인력만으로 쉽게 구할 수 있는 물질인 토양과 모래와 같은 단일 물질을 차폐벽으로 사용할 때, 중성자와 감마 유효 선량에 대한 차폐능과 차폐벽 내외부에 대한 방사선 영향평가를 수행하고자 한다.

본 연구는 초소형 이동형 원자로를 구 형태의 용융염 원자로(MSR) 기반으로 설계하였다. 원자로 운전 시 각각의 차폐벽을 수송 컨테이너 외부에 설치하고, 이에 대해 몬테칼로 기반 코드를 사용하여 외부 차폐벽의 내, 외부에 대한 방사선학적 영향평가를 연구하였다. 차폐벽의 물질에 따른 유효 선량 감쇠율을 계산하여, 어떤 단일 물질이 차폐벽으로 사용되었을 때 가장 중성자 및 감마 차폐능이 좋은지 제시하고, 추가로 차폐벽 외부로 공기 중 유효 선량이 배경 유효 선량 수준에 도달하는 이격거리를 산출하여 가장 짧은 이격거리가 필요한 물질을 제시한다.

2. 평가조건 및 모델링

2.1. 몬테칼로 방법을 이용한 초소형 이동형 원자로 운전중 유효 선량 평가 조건

유효 선량 평가를 위해, 미국 Los Alamos 국립연구소에서 개발된 몬테칼로 방법론 기반의 입자 거동 분석 코드인 MCNP (Monte-Carlo N Particle) 코드를 사용하여 초소형 이동형 원자로가 수송 컨테이너에 적재된 형상과 외부 차폐벽이 모델링되었다[2]. 원자로의 출력 운전 중 유효 선량평가를 보수적으로 하기 위해, 핵연료 염이 연소되지 않은 초기 노심 조건을 사용하여 유효 선량 평가를 한다.

초기 노심 조건은 핵연료 염에 포함된 우라늄의 수가 가장 높은 시점이므로 핵분열에의해 생성되는 중성자가 가장 많은 시기이다. 보수적인 선량 계산을 위해서는 가장 입자수가 많을 것으로 예측되는 시점의 모사가 필요하며 이는 곧 초기 조건의 원자로 노심을 의미한다. 원자로 출력운전 중임을 모사하기 위해 MCNP 코드의 반응도 계산 옵션인 KCODE를 사용하여 핵연료에서 핵반응에 의해 생성되는 중성자 및 감마를 평가 지점으로 확산시키고, 이에 따른 선량 변환 인자로 중성자는 ICRP-74 자료를, 감마는 ICRP-21 자료를 사용하였다.

ICRP는 실험적 결과를 이용하여 선속을 선량으로 변환하는 인자를 정리한 데이터이다. 이를 사용하여, MCNP 코드의 선속 계산 결과를 선량값으로 변환할 수 있다. 두 선량 변환 인자 모두 MCNP 코드에 내장되어 있어 각각의 입자에 대해 호출하여 사용할 수 있다. 유효 선량 평가는 F5 Tally 옵션을 통한 한 지점에 조사되는 유효 선량을 계산하도록 하였으며, 보수적으로 계산하기 위해 가장 유효 선량이 높을 것으로 예상되는 위치를 지정하였다. 현재 MCNP 코드로 모델링된 초소형 이동형 원자로 노심은 구의 형태로 모델링되어 있기 때문에, F5 Tally의 Y, Z의 좌표는 노심과 가장 가까운 지점인 0을 사용하였으며, X의 좌표만 변경해 가며 사용하여 유효 선량 평가 지점의 좌표를 지정하였다.

2.2. MCNP를 이용한 유효 선량 평가 지점 및 초소형 이동형 원자로 모델링

MCNP 코드를 사용하여 모델링된 초소형 이동형 원자로는 KCl-UCl3의 핵연료를 사용하는 용융염 기반의 원자로로, 전출력 6 MWth, 5 년의 운전주기가 가능하도록 설계되어 있다. 원자로 모델은 보수적인 반응도 및 유효 선량 결과를 도출하기 위해 제어봉이 없는 형상이 사용되었다.

초기 반응도 계산을 위해, MCNP 코드의 반응도 계산 옵션인 KCODE를 사용한다. MCNP 코드의 KCODE 옵션은 “kcode 100000 1.0 50 350”으로 사용되었고, 이는 각각 명령어, 사이클당 입자 수, 초기 반응도, Inactive Cycle, Total Cycle을 의미한다.

반응도 계산에서 사이클당 입자 수를 많게 설정할 필요는 크게 없으나 반응도 계산과 선량 계산이 동시에 수행되므로 계산에 사용되는 PC의 부하로 인하여 비교적 많은 입자 수를 설정하였으며 1.0은 기본 초기 반응도 값이며, Inactive Cycle은 입자가 고루 퍼지기 전의 제외하는 사이클 수로 50을 지정하였다. Total Cycle은 전체 사이클수를 의미하며, 계산 오차를 충분히 줄이기 위해 350으로 설정하였다. 핵분열에 의한 반응도 계산 시작점은 핵연료 전체로 지정되었다. MCNP코드의 KCODE 옵션을 사용한 반응도 계산 결과는 Table 1과 같다.

Table 1에 따르면, 설계된 초소형 이동형 원자로의 초기 반응도는 약 1.0577, 이에 대한 오차는 0.00071로 계산되었다. 상대오차가 극히 낮게 계산되었음으로, 신뢰할 수 있는 오차 수준의 반응도 계산 결과이다. 이러한 반응도 계산 결과가 나오도록 설정된 반응도 계산과 동시에 중성자 및 감마 유효 선량 계산을 수행한다.

Fig. 1은 초소형 이동형 원자로가 수송 컨테이너 내부에 적재된 형상과 외부의 차폐벽을 MCNP 코드를 사용하여 모델링한 것이다. 설계된 원자로는 수송 컨테이너 내부의 한 방향으로 치우쳐져 있다. 수송 컨테이너는 0.2 cm 두께의 Stainless Steel 316으로 구성되어 있으며, 유효 선량 평가 지점은 수송 컨테이너 외부와 외부 차폐벽 사이의 한 지점과 차폐벽 외부의 여러 지

Table 1. Transportable Micro Reactor’s Initial K-eff Value and it’s Error

K-eff	STD
1.05774	0.00071

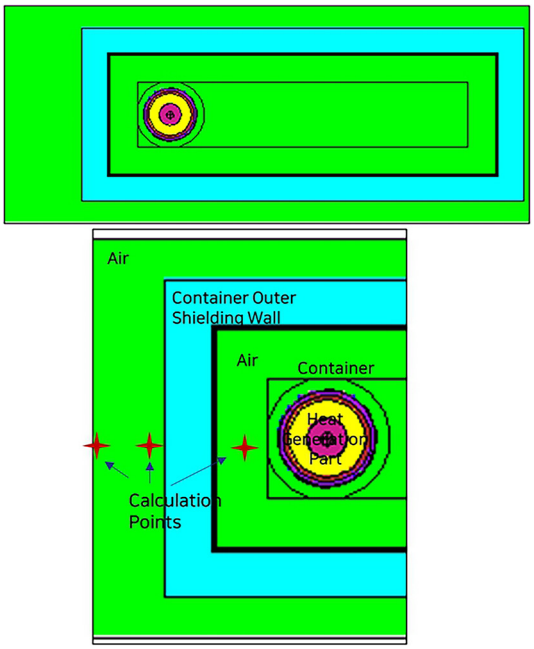

Fig. 1. x-y Cross-Sectional View of Transportable Micro Reactor and Outer Container Modeling

점을 선정하였다. Fig. 1에 유효 선량 평가 지점에 대한 예시가 표시되어 있다. 외부 차폐벽은 원자로와 가까운 쪽의 수송 컨테이너 외부에 설치되어 수송 컨테이너 전체를 감싸는 형태로 지정되어 있다. 수송 컨테이너 내부에는 다양한 기기들이 위치하고 있으나 보수적 평가를 위해서 공기가 가득 차 있는 것으로 설정하여 내부 기기에 의한 방사선 감쇠를 고려하지 않음을 가정하였다.

MCNP는 입자 하나를 사용하여 반복적인 몬테칼로 방법론을 통해 통계적 결과를 도출하는 코드이기 때문에 계산 결과는 입자 하나에 대한 통계적 유효 선량이 도출된다. 따라서, 보수적 평가를 위해 유효 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, 원자로 운전 중 유효 선량 계산에서는 핵연료 중 우라늄 질량과 원자로 출력을 통해 계산할 수 있는 총 중성자 방출 수를 사용하여 보정할 수 있다. 감마 보정 또한 중성자 보정과 비슷한 방식으로 할 수 있는데, 감마는 핵분열 과정 동안 중성자의 약 7배 정도 방출되기 때문에 이를 보정 값으로 사용한다. 이렇게 계산된 중성자 및 감마 유효 선량은 핵연료의 우라늄이 초당 핵분열 동안 방출하는 모든 입자를 고려하기 때문에, 이러한 입자들이 모두 F5 Tally의 지점으로 도달한다는 가정을 하였다. 이러한 이유로 이론적으로 계산될 수 있는 가장 보수적인 유효 선량이 계산된다. 이러한 가정을 통해 보수적으로 계산된 선량이 정상상태의 배경 선량을 초과하지 않는다면 비보수적으로 다양한 감쇠 요인들을 고려하여 평가했을 때도 초과하지 않는다.

Table 2. External Shielding Material's Properties

Shielding Materials	Density (g/cc)	Remark
Concrete	2.3	Portland Concrete
Earth	1.52	US soil mean value
Rock	2.62	Use the mean value of five rocks: basalt, Granite, limestone, sandstone and shale
Water	0.997	Liquid
Sand	1.7	Normal (Non Dry)

MCNP를 이용한 유효 선량 계산에서 보수적으로 유효 선량이 계산될 것으로 예상한 좌표인 한 지점에 대한 포인트 Tally를 위해 F5 옵션을 이용하여 계산하였다. F5 Tally는 MCNP의 포인트 Tally 옵션이고, 원하는 좌표에 가상의 구를 생성하여 이 구를 지나가는 입자를 카운팅하는 가상 Detector 옵션이다. 다른 표면이나 셀에 대한 Tally 옵션을 사용하여 수송 컨테이너와 외부 차폐벽 표면에 대한 유효 선량을 계산하지 않는 이유는 수송 컨테이너와 차폐벽에 대한 면적이 초소형 이동형 원자로 노심보다 커서 평균적으로 Tally되는 유효 선량 값이 낮아져 보수적이지 않은 값이 계산되기 때문이다.

F5 Tally의 위치의 경우, 수송 컨테이너 외부에서 1개의 포인트를, 차폐벽 외부에서 6개의 포인트를 지정하여 계산한다. 수송 컨테이너 외부 영역은 1 m 두께의 공기로 채워져 있고, 이후부터 차폐벽이 설치되어 있다. 각각, 유효 선량 평가 지점은 수송 컨테이너로부터 1 cm 지점과 차폐벽으로부터 1, 9, 29, 59, 79, 99 cm의 지점이다. 차폐벽 외부의 유효 선량 평가 지점은 공기 중 유효 선량 감쇠 추세를 확인하기 위해 지정하였다.

Fig. 1에서, 노심의 가장 가운데 보라색은 KCl-UCl3의 핵연료 염이고, 반사체 B4C가 차례대로 있고, 최외각은 Stainless Steel 316 원자로용기로 설정되어 있다. 유효 노심은 약 76 cm의 핵연료와 반사체를 포함한 외부 영역으로 설정되었다. 구형 원자로 노심의 총 크기에 대한 반지름은 약 98 cm 이다[3-4]. 초소형 이동형 원자로 노심은 수송 컨테이너와 가까운 지점의 수송 컨테이너 표면으로부터 약 40 cm의 거리가 있고, 수송 컨테이너 외부 차폐벽 안쪽의 굵은 부분은 유효 선량 계산 결과의 분산 감소 기법 적용을 위한 Geometry Splitting을 구현한 모델이다. Geometry Splitting을 통해 입자의 Weighting을 증가시켜 유효 선량 계산의 상대오차를 크게 줄일 수 있지만, 계산시간이 증가한다는 단점이 있다.

본 연구에서 외부 차폐벽으로 고려되어 MCNP 코드를 사용해 모델링된 물질은 총 5개이다. 각각 콘크리트, 토양, 암석, 물, 모래이며, 물질에 대한 밀도와 특징은 Table 2에 정리되어 있다. 유효 선량 평가를 위한 비교군으로 사용한 콘크리트를 제외하면 모두 자연에서 찾을 수 있는 물질이다.

Table 2의 물질로 MCNP 모델링된 차폐벽은 1 m의 두께로 구성되어 있다. 콘크리트는 대표적인 포틀랜드 콘크리트의 조성을 사용하였고, 흙은 미국 평균 조성 값을, 암석의 조성은 현무암, 화강암, 석회암, 사암 및 셰일에 대한 평균값을 사용하였다. 물은 액체 상태로 사용하였으며, 모래는 비 건조된 상태의 물성치를 사용하였다. 차폐벽 구성 물질의 원소 정보는 Pacific Northwest 국립연구소에서 편찬한 각종 원자력 분야에서 흔히 사용하는 물질들에 대한 정보가 MCNP 코드에서 활용할 수 있도록 기재된 PNNL Material Compendium의 물성치를 참조하여 구성하였다[5]. 이를 기반으로 초소형 이동형 원자로 운전 중 방사선 영향평가가 수행되었으며 배경 유효 선량만이 존재하는 정상상태(0.1 μSv/hr 이하)와 계산 결과를 비교하기 위해, 유효 선량은 μSv/hr로 출력하였다.

3. 초소형 이동형 원자로 운전 중 유효 선량 평가 결과

유효 선량평가 결과로, 수송 컨테이너 외부의 1 cm 지점에서 중성자와 감마에 의한 유효 선량은 모두 정상상태를 크게 초과하는 약 30 mSv h^{-1}의 계산 결과를 보였다. 따라서, 초소형 이동형 원자로의 방사선학적으로 안전한 운전을 위해 외부 차폐벽의 설치는 필수적임을 알 수 있다. 각각의 차폐벽 물질에 따른 수송 컨테이너 외부 유효 선량은 Table 3과 같다.

Table 3의 결과는 차폐벽에 의해 차폐되기 전의 유효 선량이기 때문에 큰 차이 없이 대부분 비슷한 수준의 유효 선량을 보여주고 있다. 중성자는 대부분 B4C에 흡수되거나 반사체나 금속에 의해 많이 감속되고 다시 노심쪽으로 반사되기 때문에 낮은 유효 선량을 보인다. 하지만 감마의 경우 거의 차폐가 되지 않는 수준의 유효 선량을 보였다. 이러한 이유는 현재 노심의 반응도를 높이기 위해 밀도가 높지 않은 반사체영역(Fig. 1의 노란색 영역)이 많은 비중을 차지하기 때문이다.

각각 다른 차폐벽에 의해 차폐되기 이전의 유효 선량 결과로서 수송 컨테이너 외부에서 계산된 유효 선량 간의 차이가 생기는 이유는 중성자나 감마 입자가 차폐벽에 부딪힌 후 다시 평가 지점으로 되돌아오며 영향을 주기 때문으로 고려된다. 차폐벽 물질 성질에 따라 입자의 산란 정도가 다르기 때문에 증가하거나 감소하는 유효 선량이 계산되기 때문이다. 계산된 유효 선량에 대한 통계적 상대오차가 유효 선량 계산 결과에 영향을 주는 부분도 있지만 현재 상대오차 값이 대부분 5% 미만이므로 이는 통계적으로 신뢰도가 높은 계산 결과를 의미하고, 이로 인한 선량 계산의 결과 변화 영향은 적을 것으로 예상한다.

외부 차폐벽에 의해 차폐된 중성자 및 감마 유효 선량과 차폐벽 외부 거리에 따라 감쇠된 유효 선량은 Fig. 2, 3 및 Table 4에 나타내었다.

Fig. 2은 차폐벽에 의해 일차적으로 차폐된 후 공기 및 거리에 의해 중성자 선량이 감쇠되는 결과에 대한 그래프이며 Fig. 3는 감마 선량이 감쇠되는 그래프를 나타내었다. Fig. 2과 Table 3에 따르면, 1 m 두께의 차폐벽에 의해 가장 중성자 차폐가 적게 되는 물질은 토양이다. 그다음으로 모래가 차폐성능이 떨어졌으며 나머지는 거의 정상상태 유효 선량 이하 수준의 성능을 보여주었다. 중성자 차폐는 흡수와 감속을 기반으로 차폐해야 하기 때문에 이는 물질의 조성과 많은 연관이 있다. 감마 차폐는 중성자 차폐와 달리, 물질별로 유효 선량의 감쇠 차이가 많이 발생한다. 그림 3와 표 4에 따르면 물이 가장 성능이 좋지 않았음을 보여주었으며 토양, 모래, 콘크리트, 암석 순으로 확인 할 수 있다. 이는 감마 유효 선량 차폐가 밀도에 기반한 차폐능을 보여주기 때문에 이러한 결과를 획득하였다. 일반적으로 감마선의 차폐는 차

Table 3. Dose rate at external of reactor container

	Dose (μSvh^{-1}) (Normal: 0.1 μSvh^{-1})			
	Neutron	STD	Gamma	STD
Concrete	8.36E+02	0.0468	2.88E+04	0.0115
Rock	7.54E+02	0.0356	3.00E+04	0.0478
Water	7.52E+02	0.04	3.07E+04	0.035
Sand	8.39E+02	0.0577	2.92E+04	0.0183
Earth	8.45E+02	0.0429	2.90E+04	0.0128

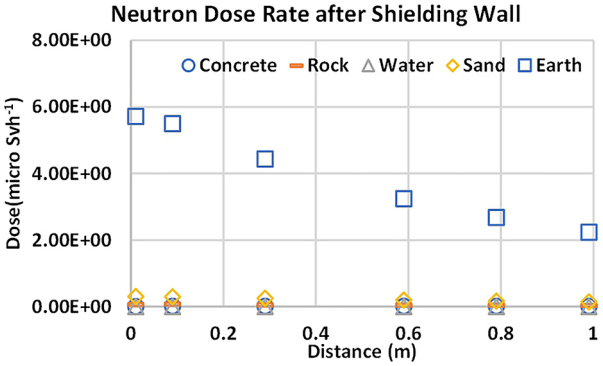

Fig. 2. Neutron dose attenuated by shield wall

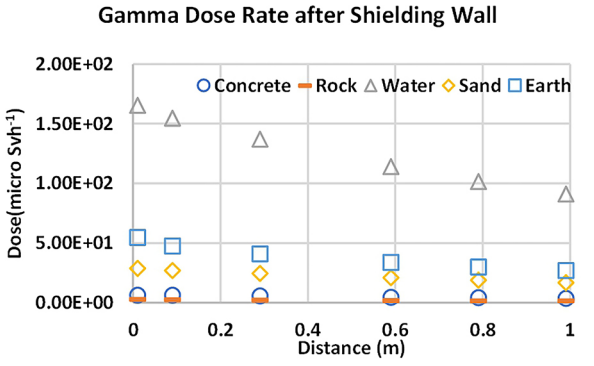

Fig. 3. Gamma dose attenuated by shield wall

Table 4. Dose rate at external of Shielding wall of each material

Neutron and Gamma Dose (μSvh^{-1})						
Distance (m)	Neutron	Gamma	Total	Neutron	Gamma	Total
		Concrete			Rock	
0.01	3.20E-03	6.28E+00	6.28E+00	6.42E-02	2.86E+00	2.93E+00
0.09	1.07E-02	6.37E+00	6.38E+00	7.09E-02	2.65E+00	2.72E+00
0.29	1.41E-02	5.66E+00	5.67E+00	5.78E-02	2.27E+00	2.33E+00
0.59	1.17E-02	4.72E+00	4.73E+00	4.49E-02	1.92E+00	1.96E+00
0.79	9.83E-03	4.21E+00	4.22E+00	3.81E-02	1.72E+00	1.76E+00
0.99	8.60E-03	3.78E+00	3.79E+00	3.24E-02	1.54E+00	1.58E+00
		Water			Sand	
0.01	1.05E-04	1.65E+02	1.65E+02	3.08E-01	2.88E+01	2.91E+01
0.09	4.66E-04	1.55E+02	1.55E+02	2.89E-01	2.71E+01	2.74E+01
0.29	8.46E-04	1.37E+02	1.37E+02	2.49E-01	2.45E+01	2.47E+01
0.59	7.67E-04	1.14E+02	1.14E+02	1.96E-01	2.09E+01	2.11E+01
0.79	6.49E-04	1.02E+02	1.02E+02	1.67E-01	1.88E+01	1.90E+01
0.99	5.59E-04	9.10E+01	9.10E+01	1.43E-01	1.69E+01	1.71E+01
		Earth				
0.01	5.72E+00	5.48E+01	6.05E+01			
0.09	5.50E+00	4.76E+01	5.31E+01			
0.29	4.43E+00	4.11E+01	4.55E+01		-	
0.59	3.24E+00	3.37E+01	3.70E+01			
0.79	2.67E+00	3.00E+01	3.27E+01			
0.99	2.23E+00	2.69E+01	2.91E+01			

Table 5. The distance between doses in the air to reach a steady state

	Distance (m)		
Mat	Neutron	Gamma	Total
Concrete	-	7.8	7.8
Rock	-	5.4	5.4
Water	-	12.24	12.24
Sand	1.45	10.60	10.60
Earth	4.12	8.99	8.99

폐소재의 밀도가 높을수록 감마 차폐능이 우수하다. 따라서, 밀도가 가장 높은 암석부터 밀도가 낮은 물 의 순서대로 차폐능을 확인할 수 있었다.

추가적으로, 유효 선량은 매질 중에서 지수적으로 감소하기 때문에 공기 중에서 계산된 유효 선량 결과를 활용하여 정상상태 이하로 유효 선량이 감소하는 최소 이격거리를 예측할 수 있다. 차폐벽 외부의 공기 중에서 계산된 유효 선량 계산 결과를 활용하여 이 유효 선량에 대해 거리와 유효 선량에 대한 지수 함수의 추세선을 그려, 유효 선량이 정상상태인 0.1 μSv/hr 이하로 감소하는 지점을 찾는다. 이 이격 거리를 계산한 결과를 물질 및 입자별로 정리하면 Table 5와 같다[6].

Table 5에서 볼 수 있듯이, 차폐벽으로부터 정상상태의 유효 선량까지 감쇠되는데 필요한 가장 짧은 이격거리가 필요한 차폐 물질은 5.4 m로 암석이며, 가장 먼 이격거리가 필요한 것은 12.24 m가 필요한 물로 계산되었다. 콘크리트, 암석 및 물은 이미 차폐벽 외부 1 cm 지점에서 정상상태 이하의 중성자 유효 선량이 계산되기 때문에, 이에 대한 이격거리를 추가적으로 계산하지 않는다. 모래와 토양은 중성자 차폐에 대해 비교적 차폐능이 좋지 못한 경향을 보이지만, 감마 유효 선량이 정상상태에 도달하는 지점에서 중성자 유효 선량 또한 정상상태 이하로 감소한다.

중성자 및 감마 유효 선량의 차폐능을 종합적으로 계산했을 때 차폐 성능이 우수한 단일 물질은 암석을 사용한 차폐벽이며 차폐 성능이 떨어지는 차폐벽은 물로 구성된 것이다. 결론적으로, 단일 물질로 차폐벽을 구성할 때는 암석을 사용하는 것이 가장 좋은 차폐 결과를 보이며, 이는 암석의 비교적 높은 밀도에 기반한다.

일반적으로 중성자 차폐는 중성자 감속을 통해 이루어지므로 다양한 물질에 걸쳐 상대적으로 일관된 차폐 성능을 보인다. 그러나 감마선 차폐 성능은 물질의 밀도에 따라 크게 달라 진다.

따라서 차폐 목적으로 고려되는 물질 중 암석은 밀도가 높아 최고의 차폐 능력을 나타낼 것으로 고려된다. 따라서, 여러 가지 물질을 사용하여 차폐벽을 구성할 때도 암석을 기반으로 다른 물질들을 추가로 사용하는 것을 고려할 필요가 있다.

4. 결 론

새롭게 고려되는 초소형 이동형 원자로의 짧은 주기만을 운전하는 운영 시나리오에 따라, 몬테칼로 기반 코드인 MCNP 코드를 사용하여 초소형 이동형 원자로 운전 중 격납건물 없이 단일 물질의 차폐벽으로 차폐가 수행될 때 차폐벽 외부의 유효 선량을 물질에 따라 계산하였고, 정상상태(0.1 $\mu Sv h^{-1}$) 이하의 유효 선량이 도출되는 거리를 적절한 추세선을 이용한 근사를 통해 제시하였다.

보수적인 유효 선량 계산을 위해, 6 MWth, 5년 운전 시나리오를 가정한 원자로의 초기 반응도를 기반으로 유효 선량평가가 수행되었으며, 제어봉을 제외한 모델이 사용되었다. 단일 차폐벽 물질은 콘크리트, 암석, 물, 모래, 토양의 5가지가 1 m 두께로 설치되어 있는 모델이 고려되었다. 설계된 초소형 이동형 원자로의 초기 반응도는 약 1.0577로, 이에 대한 오차는 0.00071로 계산되었다. 이 반응도 계산에 따른 원자로 수송 컨테이너 외부 유효 선량은 약 30 $mSv\ h^{-1}$의 값이 계산되었으며, 이는 초소형 이동형 원자로가 출력 운전을 시행할 때 외부 차폐벽의 필요성을 보여준다.

외부 차폐벽이 콘크리트, 암석 및 물로 구성된 경우, 중성자 유효 선량은 외부 차폐벽 표면에서 정상상태 이하로 차폐되는 경향을 보였고, 토양과 모래는 중성자 차폐능이 비교적 낮은 경향을 보인다. 감마 유효 선량은 모든 차폐벽 표면에서 정상상태 이하로 차폐되지 않았기 때문에, 차폐벽 자체를 더 설치하거나 차폐벽 외부로 제한 거리를 설정해야할 필요가 있다. 이를 위해 차폐벽 외부 공기 중에서 정상상태 이하로 감쇠되는 지점을 찾았다. 정상상태 유효 선량에 도달하기까지 가장 짧은 이격 거리가 필요한 물질은 5.4 m로 암석이며, 가장 먼 이격 거리가 필요한 것은 12.24 m인 물로 계산되었다. 따라서, 단일 물질만 사용한다고 가정한다면 암석을 사용하는 것이 가장 효과적이며, 다중 물질을 사용한다고 하더라도 일정 부분은 암석을 사용할 필요가 있다.

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. 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.
2. Kulesza Joel A and Adams Terry R et al. 2022. MCNP® Code Version 6.3.0 Theory & User Manual. United States: N. p, https://doi.org/10.2172/1889957.
3. 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.
4. 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.
5. Detwiler RS, McConn RJ, Grimes TF, Upton SA and Engel EJ. 2021. Compendium of Material Composition Data for Radiation Transport Modeling Richland, WA: Pacific Northwest National Laboratory. https://doi.org/10.2172/1782721.
6. Enforcement Decree of the Nuclear Safety Act, Republic of Korea, Presidential Decree No. 2017 27972.