JOURNAL OF RADIATION INDUSTRY

Original article

17(3) : 265-273 (2023)
https://doi.org/10.23042/radin.2023.17.3.265

사고 대응 작업자 피폭선량 평가

김준혁[1], 윤선홍[1], 차길용[2], 배진형[1,*]

[1]한국전력기술 원전기술연구소, [2]래드코어

Dose Assessment for Workers in Accidents

Jun Hyeok Kim[1], Sun Hong Yoon[1], Gil Yong Cha[2] and Jin Hyoung Bai[1,*]

[1]KEPCO E&C, Nuclear Technology Research Department, 269 Hyeoksin-ro, Gimcheon-si 39660, Republic of Korea
[2]Radcore, 17, Techno 4-ro, Yuseong-gu, Daejeon 34013, Republic of Korea

Abstract To effectively and safely manage the radiation exposure to nuclear power plant (NPP) workers in accidents, major overseas NPP operators such as the United States, Germany, and France have developed and applied realistic 3D model radiation dose assessment software for workers. Continuous research and development have recently been conducted, such as performing NPP accident management using 3D-VR based on As Low As Reasonably Achievable (ALARA) planning tool. In line with this global trend, it is also required to secure technology to manage radiation exposure of workers in Korea efficiently. Therefore, in this paper, it is described the application method and assessment results of radiation exposure scenarios for workers in response to accidents assessment technology, which is one of the fundamental technologies for constructing a realistic platform to be utilized for radiation exposure prediction, diagnosis, management, and training simulations following accidents. First, the post-accident sampling after the Loss of Coolant Accident (LOCA) was selected as the accident and response scenario, and the assessment area related to this work was established. Subsequently, the structures within the assessment area were modeled using MCNP, and the radiation source of the equipment was inputted. Based on this, the radiation dose distribution in the assessment area was assessed. Afterward, considering the three principles of external radiation protection (time, distance, and shielding) detailed work scenarios were developed by varying the number of workers, the presence or absence of a shield, and the location of the shield. The radiation exposure doses received by workers were compared and analyzed for each scenario, and based on the results, the optimal accident response scenario was derived. The results of this study plan to be utilized as a fundamental technology to ensure the safety of workers through simulations targeting various reactor types and accident response scenarios in the future. Furthermore, it is expected to secure the possibility of developing a data-based ALARA decision support system for predicting radiation exposure dose at NPP sites.

Key words: Workers, Dose assessment, MCNP, VRdose, LOCA

1. 서 론

사고시 원전 작업자 피폭을 효율적으로 안전하게 관리하기 위해 미국, 독일, 프랑스 등 주요 원전 운영국가에서는 3차원 모델 실감형 방사선작업종사자(이하 “작업자”) 피폭선량 평가 소프트웨어를 개발 및 적용하고 있다. 현재 세계

http://www.ksri.kr/
Copyright © 2023 by
Korean Society of Radiation Industry
***Corresponding author.** Jin Hyoung Bai
Tel. +82-54-421-4512 Fax. +82-54-421-4051 E-mail. jhbai@kepco-enc.com
Received 10 August 2023 **Revised** 18 August 2023 **Accepted** 6 September 2023

적으로 활발하게 이용되고 있는 관련 프로그램으로는 벨기에에서 개발된 VISIPLAN, 노르웨이에서 개발된 VRdose, 프랑스에서 개발된 PANTHERE-RP, ADRM, DEMplus 등이 있다. 최근에는 3차원 가상현실(Virtual Reality, VR) 기반의 As Low As Reasonably Achievable (ALARA) 계획수립 프로그램을 이용하여 원전사고관리를 수행하는 등 관련 분야에 대한 연구개발이 지속적으로 진행되고 있다.

이와 같은 국외 추세에 발맞추어 국내에서도 작업자 피폭을 효율적으로 관리하기 위한 기술 확보가 요구되고 있다. 이에 따라 본 논문에서는 원전 사고시 피폭 예측진단, 관리 및 훈련 시뮬레이션에 활용하기 위한 실감형 플랫폼 구축의 기초적인 요소기술 중 하나인 사고 대응 작업자 피폭 시나리오 평가기술 적용 방법 및 이를 적용한 피폭선량 평가에 대해 연구하고자 한다.

2. 재료 및 방법

2.1. 사고 및 대응 시나리오 선정

본 연구에서는 작업자 피폭 시나리오 평가기술을 적용하기 위한 사고 시나리오로 노심용융과 같은 중대사고를 초래할 수 있는 냉각재상실사고(Loss of Coolant Accident, LOCA)를 선정하였다. 냉각재상실사고는 원자로냉각재압력경계(Reactor Coolant Pressure Boundary)가 파단되고, 파단부위를 통해 냉각재가 손실되는 사고이다. 냉각재상실사고 발생 시 사고후 시료채취계통(Post Accident Sampling System, PASS) 설비를 가동하여 정해진 시간 내에 대표시료를 채취하여 분석 및 평가를 수행해야 한다[1]. 냉각재상실사고 이후 시료채취 작업절차는 Table 1에 나타냈다.

피폭선량 평가를 수행하기 위한 대상 원전의 3차원 전산모델을 개발하기에 앞서 대상 원전 내 평가구역을 설정하였다. 이를 위해 Fig. 1에 나타낸 사고시 시료채취 작업자의 이동경로 및 시료채취 작업과정을 분석하였다.

냉각재상실사고시 운전원은 주제어실(Main Control Room, MCR) 및 원격정지제어반(Remote Shutdown Room, RSP)에서 격리밸브를 개방한다. 이때, 시료채취 작업자는 원전 내 복합건물 EL. 100 ft에 위치한 방사선관리구역으로 진입하여 보조건물로 이동 후 엘리베이터를 이용하여 사고후 시료채취실(Post Accident Sampling Room)이 위치한 EL. 55 ft로 이동한다. EL. 55 ft 진입 후 복도를 통해 사고후 시료채취실로 이동하여 액체 및 기체 시료 채취 작업을 수행하며 동일한 경로를 통해 복합건물로 복귀 후 EL. 85 ft에 위치한 시료분석실로 이동하는 과정을 가진다.

사고시 해당 이동경로를 고려하였을 때, 방사선관리구역이 아닌 복합건물 내부에서의 이동 및 보조건물 내부 이동 중 엘리베이터를 이용한 이동 중 작업자의 피폭선량은 미미할 것으로 예상된다. 반면, 보조건물 EL. 55 ft 내에는 선원을 포함한 기기가 다수 배치되어 있고, 사고후 시료

Table 1. Post accident sampling procedure after LOCA

	No.	Action	Time (sec)
Moving	1	Accessing the sapling module entrance	300
Water Sampling	2	Preparing the sample tray	10
	3	Disconnecting the air line	15
	4	Loading the sample into the reservoir	30
	5	Leaving the room	15
Air Sampling (3 samples taken)	6	Taking a 1 cc sample from the sample chamber (for hydrogen analysis)	30
	7	Putting the syringe containing the sample into the transport container	30
	8	Repeat steps 6 and 7 (for oxygen analysis)	60
	9	Repeat steps 6 and 7 (for radiation analysis)	60
	10	Leaving the room	15
Monitoring	11	On-line monitor scan	900
Moving	12	Transporting the sample to the laboratory	300

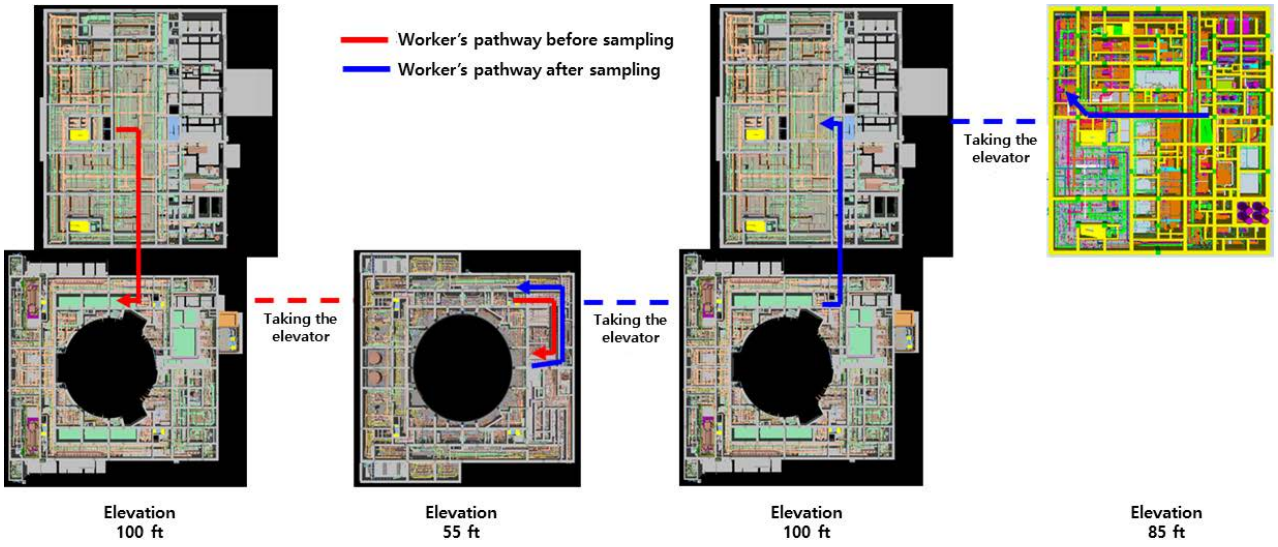

Fig. 1. Worker's pathway for post accident sampling in auxiliary building and compound building.

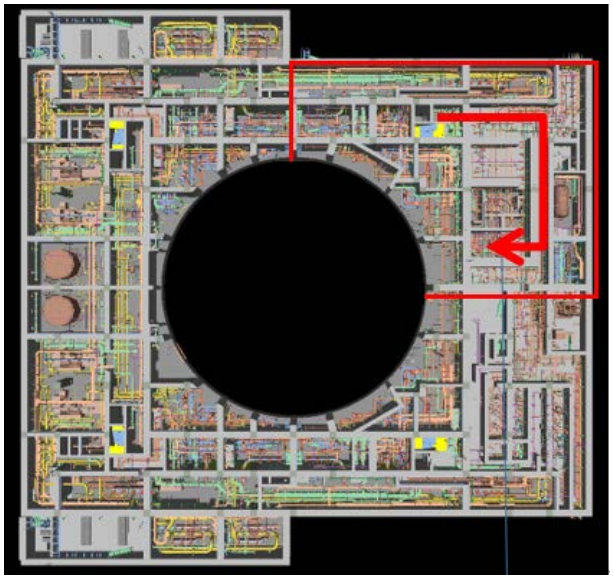

Fig. 2. Worker's pathway and dose assessment area in auxiliary building (Elevation 55 ft).

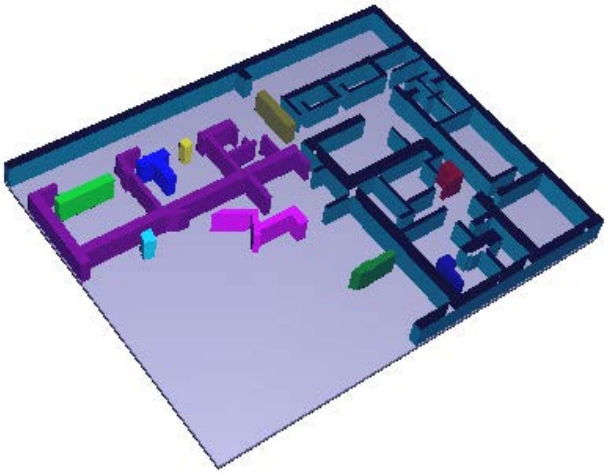

Fig. 3. 3D compartment model of the dose assessment area.

채취 작업 시 선원에 가까이 접근하므로 시료채취 작업 시 대부분의 피폭은 보조건물 EL. 55 ft에서 발생할 것으로 예상할 수 있다. 따라서, 본 연구에서는 Fig. 2에 나타낸 바와 같이 보조건물 55 ft 내 작업자 이동경로에 인접한 보조건물 Quadrant B를 피폭선량 평가범위로 설정하였다.

2.2. 평가구역 3차원 모델링

사고시 시료채취 작업자의 대응 시나리오에 따른 피폭선량 평가 및 VRdose 적용을 위한 공간선량 평가를 위해 3차원 전산모델을 개발하였다[2]. 피폭선량 평가 및 공간선량 평가를 위한 전산코드는 미국 LANL (Los Alamos National Laboratory)에서 개발되어 전산모사 시 그 신뢰성을 인정받아 전 세계적으로 가장 널리 사용되는 MCNP 전산코드를 사용하였다[3].

평가대상 구역인 보조건물 EL. 55 ft Quadrant B는 작업자의 이동경로인 복도와 열교환기, 탱크 및 펌프 등 다수의 기기가 위치한 격실로 구성되어 있으며 이를 평가대상 구역 내 복도 및 격실을 모델링한 MCNP 3차원 전산모델은 Fig. 3과 같다.

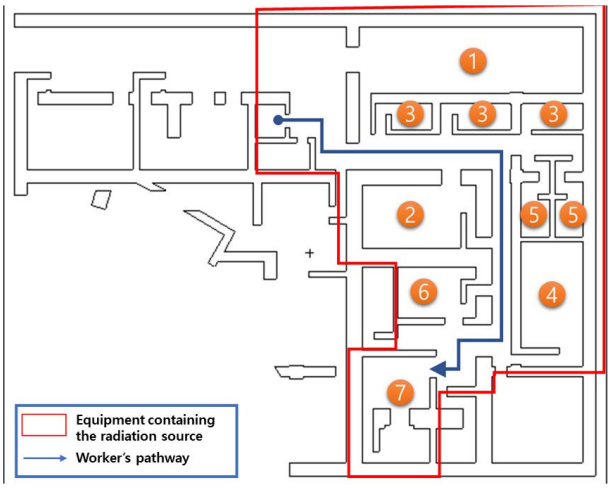

Fig. 4. Location of the equipment containing radiation source within the dose assessment area.

Table 2. Equipment list containing the radiation sources in the dose assessment area

	Equipment	Room No.
1	Shutdown Cooling Heat Exchanger	055-A30B
2	Charging Pump	055-A55B
3	Sump Pump	055-A33B 055-A34B 055-A35B
4	Equipment Drain Tank	055-A51B
5	Reactor Drain Pump	055-A52B 055-A53B
6	Aux. Charging Pump	055-A54B
7	Post Accident Sample Room	055-A48B

또한, 보조건물 EL. 55 ft는 방사선관리구역으로 각종 선원항을 포함한 다수의 기기가 격실 내에 위치한다. 이 중 시료채취 작업자의 이동경로에 인접하여 피폭선량에 영향을 미칠 것으로 예상되는 7개의 기기를 모델링하였다. 각각의 기기 및 기기가 위치한 격실 목록을 Table 2에 나타내었으며, Fig. 4에 각각의 기기가 위치한 격실을 나타냈다.

선원항을 포함하는 탱크, 펌프 및 파이프는 원통 형태로 가정하여 모델링하였다. 탱크 형태의 기기는 도면 내 제원을 참고하여 모델링하였고, 펌프 형태의 기기는 총 길이를 20 ft로 가정하였다. 펌프 내부 부피를 고려하여 내경을 설정하였고, 외경은 기기 두께를 이용하여 모델링하였다. 최종적으로 각 격실 및 선원항을 포함하는 기기를 모델링한 3차원 전산모델은 Fig. 5와 같다.

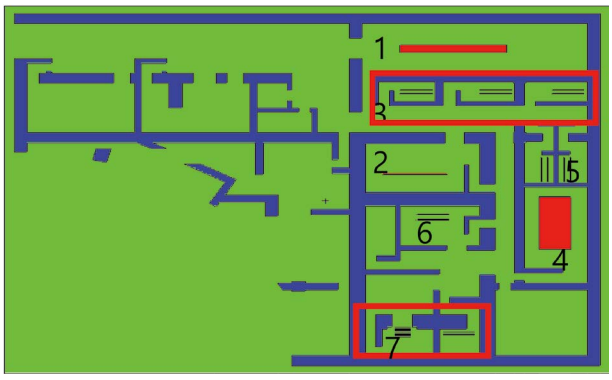

Fig. 5. 3D model of the dose assessment area.

선원항 평가를 위한 전산코드는 미국 ORNL에서 개발한 SCALE 전산코드 내 ORIGEN-ARP 모듈을 이용하였다[4]. 냉각재상실사고시 각 선원항 기기 내 존재하는 핵종 및 재고량을 ORIGEN-ARP에 입력하여 각 기기 내 선원항의 감마 스펙트럼을 도출하였다.

사고시 작업자 피폭선량 평가를 위해, 앞서 평가한 기기별 선원항 감마 스펙트럼을 평가구역 내 MCNP 모델에 입력하였다. 선원항 분포는 각각의 기기 체적 내 균일하게 분포하는 것으로 가정하였다.

2.3. 평가구역 공간선량 평가

2.2절에서 개발된 3차원 전산모델을 사용하여 사고시 작업자 피폭선량 평가를 수행하고, VRdose에 적용하기 위해 공간선량을 평가하였다. 평가구역 내 공간선량 평가에는 MCNP 전산코드를 사용하였으며 아래와 같은 절차에 따라 수행되었다.

1) 시료채취밸브 개방 전 시료채취실 외부 공간선량 평가
2) 시료채취밸브 개방 후 시료채취실 내부 공간선량 평가
3) 1)항 및 2)항 평가 결과를 이용한 평가구역 공간선량 평가

공간선량 평가는 3차원 전산모델을 활용하여 감마선속 계산 후 Table 3과 같이 ICRP-74에 제시된 감마선속 선량환산인자를 적용하여 수행되었다[5].

시료채취밸브 개방 전 엘리베이터부터 시료채취실까지 복도에 대해 선량평가를 수행하였다. 이때, 시료채취실 내부는 격실 내부에 방사선원항이 없는 것으로 계산을 수행

Table 3. ICRP-74 flux to dose conversion coefficients for gamma-ray

Photon energy (MeV)	Coefficient ($mSv\ hr^{-1}\ cm^{-2}\ sec^{-1}$)	Photon energy (MeV)	Coefficient ($mSv\ hr^{-1}\ cm^{-2}\ sec^{-1}$)
1.00×10^{-2}	2.20×10^{-7}	5.00×10^{-1}	1.06×10^{-5}
1.50×10^{-2}	2.99×10^{-6}	6.00×10^{-1}	1.24×10^{-5}
2.00×10^{-2}	3.78×10^{-6}	8.00×10^{-1}	1.58×10^{-5}
3.00×10^{-2}	2.92×10^{-6}	1.00×10^{0}	1.87×10^{-5}
4.00×10^{-2}	2.30×10^{-6}	1.50×10^{0}	2.48×10^{-5}
5.00×10^{-2}	1.98×10^{-6}	2.00×10^{0}	3.10×10^{-5}
6.00×10^{-2}	1.84×10^{-6}	3.00×10^{0}	4.00×10^{-5}
8.00×10^{-2}	1.91×10^{-6}	4.00×10^{0}	4.82×10^{-5}
1.00×10^{-1}	2.20×10^{-6}	5.00×10^{0}	5.58×10^{-5}
1.50×10^{-1}	3.20×10^{-6}	6.00×10^{0}	6.34×10^{-5}
2.00×10^{-1}	4.32×10^{-6}	8.00×10^{0}	7.78×10^{-5}
3.00×10^{-1}	6.48×10^{-6}	1.00×10^{1}	9.22×10^{-5}
4.00×10^{-1}	8.57×10^{-6}		

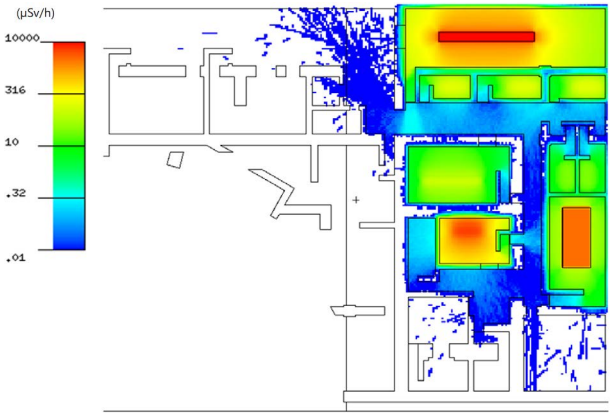

Fig. 6. Results of dose assessment in the assessment area before opening the sampling valve.

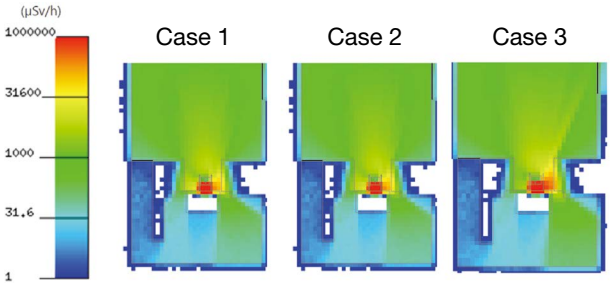

Fig. 7. Results of dose assessment in the sampling room after opening the sampling valve.

하였다. Fig. 6은 시료채취밸브 개방 전 공간선량 평가 결과를 나타내었다. 선원항 기기가 존재하는 격실 내부는 선량률이 높지만, 작업자가 이동하는 복도는 각 격실 콘크리트 벽의 차폐 효과로 선량률이 비교적 낮게 나타났다.

시료채취 작업과정에서 가장 높은 피폭선량을 받을 것으로 예상되는 시료채취 작업 피폭선량 평가를 위해 시료채취밸브 개방 이후 시료채취실 내부 공간선량 평가를 수행하였다. 평가는 아래와 같은 3가지 경우에 대해 수행되었다.

1) 차폐체를 캐스크 좌측, 우측에 각각 3개씩 설치한 경우
2) 차폐체를 캐스크 좌측 4개, 우측 2개 설치한 경우
3) 차폐체를 캐스크 좌측 5개, 우측 1개 설치한 경우

시료채취밸브 개방 후 시료채취실 내부 공간선량 평가 결과는 Fig. 7과 같다. 시료채취실 내 작업공간 주변 선량률은 전반적으로 시료채취실 외부 선량률에 비해 현저하게 높은 경향을 보인다. 또한, 차폐체 배치에 따라 작업공간 주변 선량률이 달라 차폐체의 차폐 효과를 확인할 수 있었다.

앞서 수행한 시료채취밸브 개방 전 시료채취실 외부 공간선량 평가 결과와 시료채취밸브 개방 후 시료채취실 내부 공간선량 평가 결과를 종합하여 VRdose에 적용하기 위한 평가구역 공간선량은 Fig. 8과 같다.

2.4. 상세 시나리오 개발

시뮬레이션한 사고 및 대응 시나리오는 2.1절에서 서술

한 바와 같이 원자로냉각재상실사고후 작업자가 사고후 시료채취계통 설비를 가동하여 대표 액체 및 기체시료를 채취하고 분석하는 상황이다. 본 연구에서는 액체시료 채취만을 수행하는 상황을 모사하였다.

모든 작업자는 납조끼와 헬멧을 착용한 것으로 가정하였으며, 그 외 냉각재상실사고후 시료채취 작업에 사용되는 장비로는 Table 4와 같이 수레, 시료채취도구, 시료저장장치, 납 차폐체 및 이동식 거치대가 있다. 실제 원전에서 사용하는 장비를 VRdose상에서 Figs. 9, 10과 같이 구현하였다.

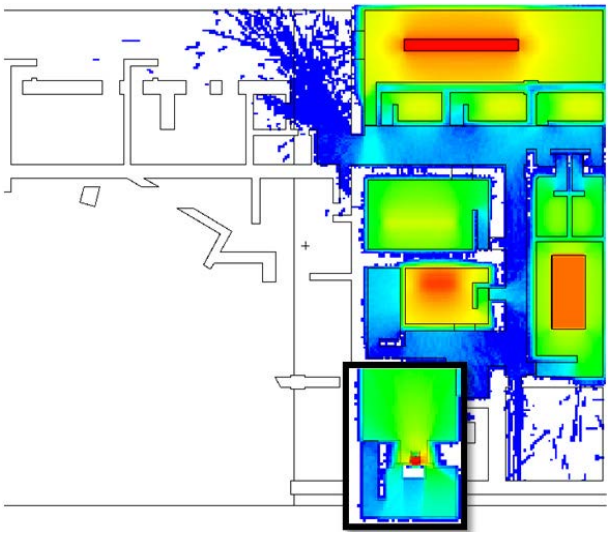

Fig. 8. Results of dose assessment in the assessment area.

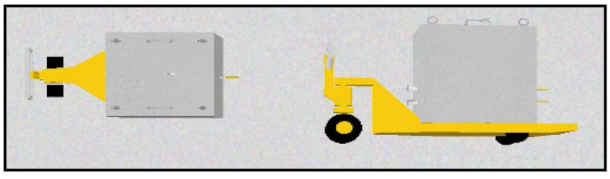

Fig. 9. Configuration of cart and sample storage device.

상세 작업 시나리오는 외부 방사선피폭 방호의 3대 원칙인 시간, 거리, 차폐를 고려하여 시나리오 A~E와 같이 총 5가지로 구성하였다. 엘리베이터로부터 시료채취실 내 작업공간까지 시료저장장치 운반 시 수레에 적재된 시료저장장치의 무게를 고려하여 최소 2인 이상의 작업자가 수레를 운반하는 것으로 가정하였다.

1) 시나리오 A

사고후 시료채취작업은 작업자 2인이 진행하며, 납 차폐체를 사용하지 않는 경우

2) 시나리오 B

사고후 시료채취작업은 작업자 2인이 진행하며, 시료채취 작업 시 납 차폐체를 작업공간 좌, 우에 각각 3개씩 배치하여 작업하는 경우

3) 시나리오 C, D 및 E

사고후 시료채취작업은 작업자 3인이 진행하며, 엘리베이터로부터 시료채취실 내 작업공간으로의 이동시간의 감소를 위해 시료저장장치 운반 작업자 2인, 차폐체 운반 작업자 1인으로 나누어 운반하는 경우이며, 시료채취작업에

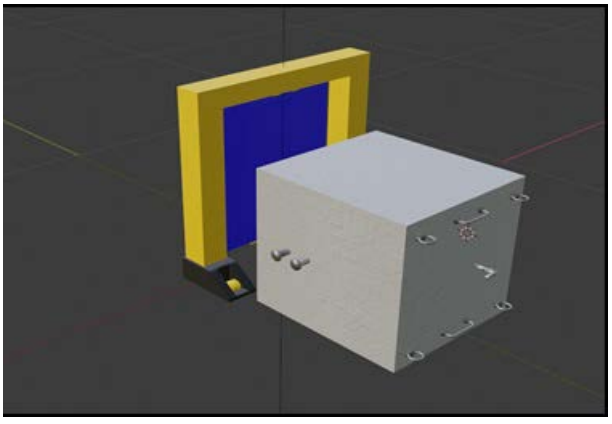

Fig. 10. Configuration of Lead shield and movable cradle.

Table 4. List of equipment and materials for sampling

	Equipment	Size (mm)	Material	Quantity
1	Cart	400W, 900D, 900H	SUS	1
2	Sampling tool	Length 550	SUS	2
3	Sample storage device	390W, 390D, 419H	Lead	1
4	Shield and movable cradle	800W, 5D, 800H	Lead	Shield: 6 Cradle: 2

참여하지 않는 작업자는 시료채취실 밖에서 대기하는 것으로 가정하였다. 또한, 시료채취 작업 시 시나리오별로 납 차폐체 배치를 달리하여 피폭선량을 평가하였다. 상세 시나리오별 주요 가정사항은 Table 5와 같고, 시나리오 C, D, E의 세부 작업 시나리오는 Table 6과 같다.

3. 결과 및 고찰

각 사고 및 대응 시나리오별 작업자의 피폭선량을 평가하기 위해 VRdose에 내장된 Dose-Rate Analyzer를 활용하였다. 각 시나리오별 시간에 따른 작업자의 피폭선량은 Fig. 11에 나타낸 바와 같이 특정 시간 동안 매우 높은 선량률을 보이며, 이 구간은 작업자에 의해 시료채취밸브가 개방된 기간이다. 따라서, 작업자의 피폭은 시료채취 작업 수행 시간이 주요 요인이며, 그 외 이동경로 및 차폐체 설치에 따른 영향은 미미하였다.

원자력안전법 및 ALARA 규제지침에서는 원전 사업자의 계획피폭상황에서 작업자의 집단선량과 일반인의 개인선량에 대한 선량제약치를 설정하여 피폭관리를 하도록 요구하고 있으며, 작업자 등의 피폭선량이 선량한도를 초과하지 않도록 규제하고 있다. 본 연구에서 VRdose를 이용하여 평가한 사고후 시료채취 작업자의 최대개인선량 및 집단선량은 Fig. 12와 같으며 시나리오별 작업자 각각의 피폭선량은 Table 7에 나타냈다.

이 중 시료채취작업 시 차폐체를 사용하지 않은 시나리오 A와 차폐체를 사용한 시나리오 B의 피폭선량 계산결과를 비교하면 Fig. 13과 같은데, 차폐체를 사용하였을 때 작업자 1의 피폭선량이 약 37% 감소하여 차폐체의 효과를 확인할 수 있었다.

또한, 시료채취작업 시 차폐체의 배치를 달리하여 평가

Table 5. Number of workers and radiation protection measures for each scenario

Scenario	Number of workers	Number of radiation shield (left/right)	Radiation protective measure
A	2	3/3	O
B	2	3/3	O
C	3	3/3	O
D	3	4/2	O
E	3	5/1	O

Table 6. Detailed procedure of the scenario C, D, and E

No.	Detailed procedure	Estimated work time (sec)	Number of workers	Remarks
1	Moving to Aux. Building 55 ft floor (Elevator)	N.A.	N.A.	
2	Transporting sampling tool to Post accident sample control panel room	300	2 (①,②)	
2-1	Transporting radiation shield to Post accident sample control panel room	225	1 (③)	Moving
3	Transporting sampling tool to sampling work space	50	2 (①,②)	
3-1	Transporting radiation shield to sampling work space	40	1 (③)	
4	Preparing sample tray	30	1 (①)	
5	Installation of a shield	40	2 (②,③)	
5-1	Worker 3 exit	60	1 (③)	
6	Disconnecting the air lines	15	2 (①,②)	
7	liquid sampling	90	2 (①,②)	Liquid sampling
8	Loading the sample into the reservoir	30	1 (①)	
9	Entering sampling room	60	1 (③)	
10	Removal of a shield	40	2 (①,②)	
11	Exit the sampling room	50	3 (①,②,③)	
12	Moving to elevator	300 (sampling tool) 225 (radiation shield)	3 (①,②,③)	Moving

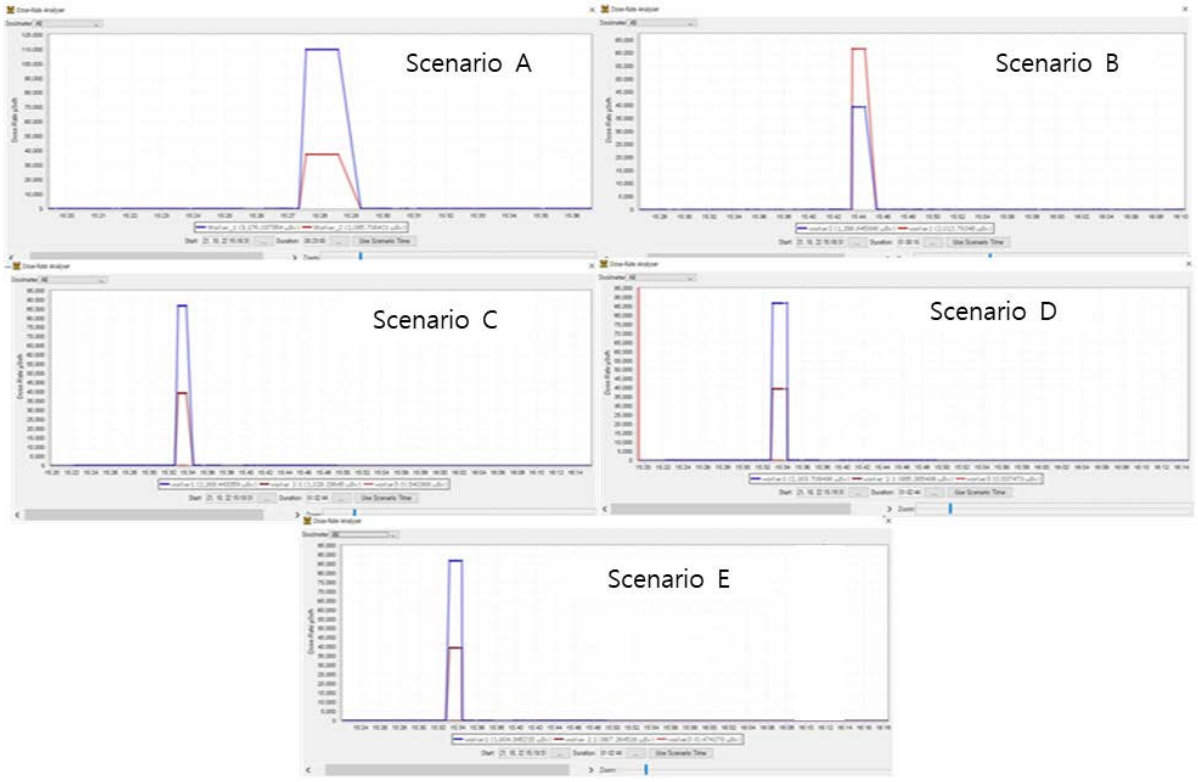

Fig. 11. Worker's dose rate by scenario using VRdose.

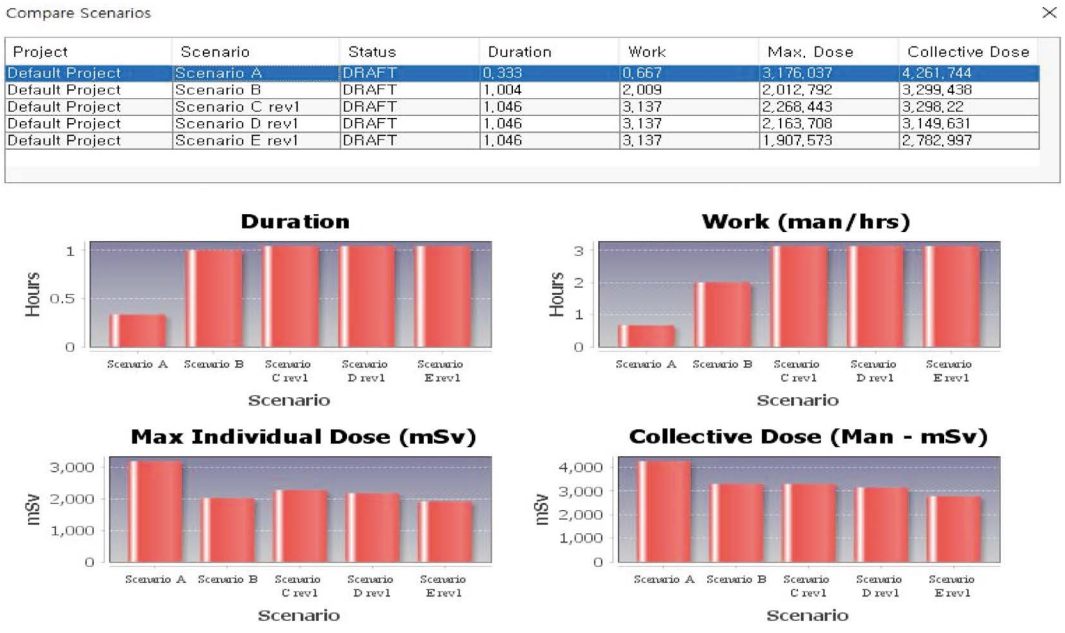

Fig. 12. Maximum individual dose and collective dose by scenario.

한 시나리오 C, D, E에 따른 피폭선량 평가 결과는 Fig. 14와 같다. 작업자의 작업위치 쪽으로 차폐체를 더 많이 배치한 시나리오 E에서 최대개인선량 및 집단선량이 가장 낮게 평가되었다.

Table 7. Worker's dose by scenario

Scenario	Worker 1 (μSv)	Worker 2 (μSv)	Worker3 (μSv)	Collective dose (man · mSv)
A	3,176	1,086	N/A	4.262
B	2,013	1,287	N/A	3.299
C	2,268	1,029	0.54	3.298
D	2,164	985	0.53	3.149
E	1,904	867	0.47	2.782

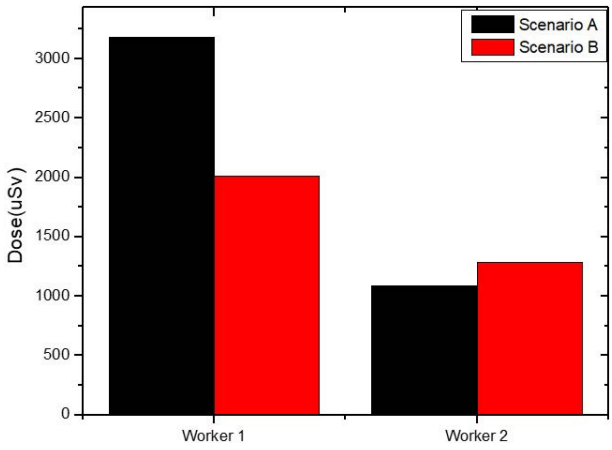

Fig. 13. Comparison of worker's dose according to the presence or absence of radiation shield.

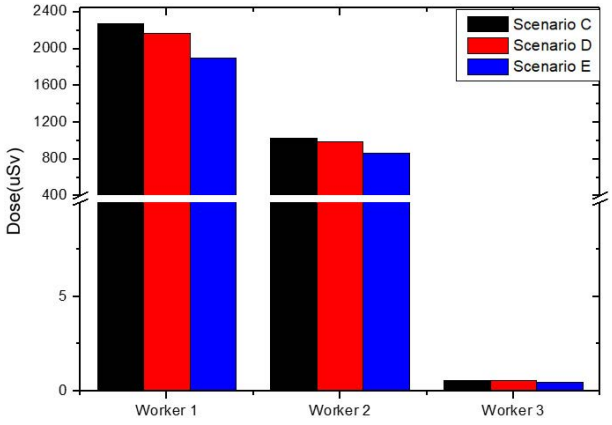

Fig. 14. Comparison of worker's dose according to the shield arrangement.

4. 결 론

본 연구에서는 원전 사고시 피폭 예측진단, 관리 및 훈련 시뮬레이션에 활용하기 위한 실감형 플랫폼 구축의 요소 기술 중 하나인 사고 대응 작업자 피폭 시나리오 평가기술 적용 방법 및 이를 적용한 피폭선량 평가 결과에 대해 고찰하였다.

먼저, 사고 및 대응 시나리오로 냉각재상실사고시 사고 후 시료채취 작업을 선정하고, 이와 관련된 평가구역을 설정하였다. 이후, MCNP를 이용하여 평가구역 내 구조물을 모델링하고, 선원항 기기의 선원항 및 형상을 입력하였으며 이를 바탕으로 평가구역 내 공간선량을 평가하였다.

이후, 외부 방사선피폭 방호의 3대 원칙인 시간, 거리, 차폐를 고려하여 작업자의 수, 차폐체의 유무 및 배치를 달리하여 세부 작업 시나리오를 개발하였다. 각 시나리오에 따라 작업자가 받는 피폭선량을 비교분석하였으며, 그 결과를 바탕으로 최적의 사고 대응 시나리오를 도출하였다.

본 연구 결과는 추후 다양한 노형 및 사고 대응 시나리오를 대상으로 한 시뮬레이션을 통해 작업자의 안전을 확보할 수 있는 기반기술로 활용할 계획이다. 또한, 원전 현장의 피폭선량 예측진단을 위한 데이터 기반의 ALARA 의사결정 지원 시스템 개발 가능성을 확보할 수 있을 것으로 기대된다. 본 연구에서 다루지 않은 내부 피폭 선량에 대한 연구는 향후 수행될 계획이다.

사 사

이 논문은 2023년도 정부(산업통상자원부)의 재원으로 한국에너지기술평가원의 지원을 받아 수행된 연구임(No. 20224B10300090, ALARA 분석평가 프로그램 및 3D-BIM 기반 실감몰입형 피폭선량 예측진단 통합시스템 기술개발).

참고문헌

1. KHNP. Chemistry-7211. Kori Nuclear Power Plant Unit 1 Operation Procedure.
2. Institute for Energy Technology Halden Virtual Reality Centre4., 20174., Software User Manual HVRC VRdose Planner User Guide. Issue 2 Revision 0.
3. Los Alamos National Laboratory. 2018. A General Monte Carlo N Particale Transport Code, Version 6.2. LA-UR-18-20808, Rev.0.
4. Oak Ridge National Laboratory. 2011. Scale: A Comprehensive Modeling and Simulation Suite for Nuclear Safety Analysis and Design. ORNL/TM-2005/39.
5. ICRP. 1996. Conversion Coefficients for Use in Radiological Protection Against External Radiation. ICRP Publication 74.