Journal of RADIATION INDUSTRY
Vol. 18, No. 3, pp. 217-221, 2024
https://doi.org/10.23042/radin.2024.18.3.217

Original article

# 중대사고 시 보조건물 내 작업자 피폭선량 평가 방법론 개발

김준혁[1] · 김병조[1] · 배진형[1,*]

[1]한국전력기술 원전기술연구소

# Development of a Methodology for Evaluating Radiation Dose to Workers in Auxiliary Building under Severe Accidents

Jun Hyeok Kim[1], Byung Jo Kim[1], and Jin Hyoung Bai[1,*]

[1]KEPCO E&C, Nuclear Technology Research Department, 269 Hyeoksin-ro, Gimcheon-si 39660, Republic of Korea

**ABSTRACT** This study aims to evaluate the radiation dose received by workers within the auxiliary building of the Saeul Units 1 and 2 during a severe accident. To achieve this, representative accident scenarios were selected, and operator actions required by the severe accident management guidelines were derived to present a methodology for dose assessment. The study utilized MAAP5.06 to analyze severe accidents and employed MAAP DOSE to evaluate worker radiation exposure. Among the three operator actions considered, the direct spray action on the reactor building outer wall-side penetration resulted in the highest estimated radiation dose. This is likely because the workers are deployed near the reactor building penetration, exposing them to higher radiation levels. Future plans include the optimization of dose performance by comparing these findings with evaluations conducted using MCNP, and the development of a data-driven ALARA decision support system for predicting and diagnosing radiation exposure on nuclear sites to ensure worker safety during severe accidents.

**Key words:** Auxiliary Building, Dose assessment, MAAP5.06, Severe Accident, Workers

## 1. 서 론

원자력발전소에서 중대사고 발생 시 원자로건물의 상태제어는 주로 주제어실에서 운전원이 원격으로 수행하지만, 보조건물에서의 작업자 현장 조치사항 또한 중요한 역할을 담당한다. 보조건물 내 작업자의 조치는 원자로건물의 압력 경계가 유지되는 상황에서는 작업자의 안전을 위협하지 않는다고 여겨질 수 있지만, 중대사고관리지침서(Severe Accident Management Guidence, 이하 SAMG)에서 요구하는 구체적인 조치사항을 작업자가 수행할 경우, 특정 조치사항에서는 작업자의 피폭선량이 상당히 높아질 수 있으며, 이에 대한 상세 평가는 국내외에서 아직까지 체계적으로 이루어지지 않고 있는 실정이다.

이에 본 연구에서는 새울 1,2호기를 대상으로 중대사고 시 보조건물 내 작업자의 피폭선량을 평가하기 위하여 대표적인 사고 경위를 선정하고, SAMG에 따라 요구되는 작업자 조치사항을 도출하여 피폭선량을 평가하는 방법론을 제시하였다. 또한 MAAP5.06을 활용하여 중대사고를 분석하고, MAAP DOSE를 이용하여 작업자 피폭선량을 평가하여 그 결과를 분석하였다[1,2].

## 2. 재료 및 방법

### 2.1. 사고 경위 선정

본 연구에서는 원자로시설의 중대사고에 대한 사고 경위 선정 및 방사선원항과 관련하여 규제기관의 규제지침 KINS/RG-N16.04, “사고 영향의 평가”에 제시된 평가방법론을 적용하여 대표적인 사고 경위를 선정하였다[3]. 본 연구에서는 1단계 확률론적안전성 평가 결과에 따른 확률론적 사고 경위와 원자로건물 대기의 선원항 관점에서 보수적인 결정론적 사고 경위를 복합적으로 고려하여 다음과 같은 3가지 사고 경위를 선정하였다.

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

Copyright© 2024 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** 2 September 2024 **Revised** 4 September 2024 **Accepted** 5 September 2024

**Table 1.** Severe Accident Scenarios

| No. | Severe Accident Scenarios |
|---|---|
| 1 | LLOCA: SIT failure → SIS failure → 3-way valve success → Reactor Cavity Flooding success → Containment Spray System failure → ECSBS, IVI success 24 hours after LLOCA → Recirculation Operation success 72 hours after LLOCA |
| 2 | SBO: AACDG failure → TDAFW failure → RCP sealing success → Power Restoration failure → Containment Isolation success → 3-way valve success → Rapid Depressurization failure → External Injection to Secondary System failure → Power Restoration before Reactor Vessel Failure failure → Reactor Cavity Flooding System success → Containment Spray System failure → ECSBS, IVI success 24 hours after SBO → Power Restoration and Recirculation Operation success 72 hours after SBO → Hydrogen Ignitor failure |
| 3 | LOFW: TDAFW failure → MDAFW failure → SIS failure → SIT operation success → Safety Depressurization & 3-way Valve Operation success → Reactor Cavity Flooding System success → Containment Spray System failure → ECSBS, IVI success 24 hours after LOFW → Recirculation Operation success 72 hours after LOFW |

*LLOCA: Large break Loss of Coolant Accident
SBO: Station Blackout
LOFW: Loss of Feedwater
SIT: Safety Injection Tank
SIS: Safety Injection System
AACDG: Alternate AC Diesel Generator
TDAFW: Turbine Driven Auxiliary Feedwater
RCP: Reactor Coolant Pump
ECSBS: Emergency Containment Spray Backup System
IVI: In-vessel Injection
MDAFW: Motor Driven Auxiliary Feedwater

## 2.2. 작업자 조치사항 도출

### 2.2.1. 작업자 조치사항 1: 수소점화기 점등 확인

새울 1,2호기 SAMG에 따르면, 원자로건물내 수소 위협 예방을 위하여 수소점화기가 운전 중인지 확인하는 조치가 요구된다[4]. 137 ft 전기관통부격실(137-A11D)에 위치한 현장패널에서 개별 수소점화기 적색점등을 확인하는 것을 본 연구의 작업자 조치사항으로 선정하였다. 이 때 작업자의 이동경로는 Fig. 1과 같다.

### 2.2.2. 작업자 조치사항 2: 원자로건물 관통부 직접 살수

SAMG에서는 원자로건물 관통부를 통해 핵분열생성물이 방출되는 경우, 보조건물로의 방출을 제어하기 위해 원자로건물 관통부에 이동형 살수차 및 소방 호스로 물을 뿌려 핵분열생성물을 세정할 것을 요구하고 있다. 기계관통부격실(120-A16B) 내 존재하는 다수의 원자로건물 관통부 중 하나의 관통관에 밀봉재 성능 상실로 인한 가상의 방사성물질 누출사고가 발생한다면, 작업자는 해당 격실 옆 일반접근구역(120-A31B)에 위치한 소방 호스를 이용하여 밀봉재 성능이 상실된 관통부를 향해 살수하는 조치가 필요하다. 이러한 작업자 조치사항을 수행할 경우 작업자의 이동경로는 Fig. 2와 같다.

### 2.2.3. 작업자 조치사항 3: 이동형펌프차 외부주입유로 점검

중대사고 발생 후 필요시 원자로냉각재계통 냉각수 주입을 위해 이동형 펌프차 주입유로의 이용 가능성을 확인하고, RCS에 냉각수를 주입할 수 있는 수단을 사용할 수 없는 상태라면 그 원인을 밝힐 것을 요구하고 있다.

새울 1호기의 경우, 중대사고 예방 및 완화를 위한 고압/저압 이동형 펌프 원자로냉각재계통 외부주입유로가 기계관통부격실(100-A13B)과 일반접근구역(100-A37B)에 걸쳐 위치하고 있다. 어떠한 사유로 이동형 펌프를 이용하여 원자로냉각재계통 냉각수 주입을 시도하였으나 실패할 경우, 보조건물 내 외부주입유로와 밸브를 직접 점검하여 원인을 파악할 필요가 있다. 위 작업자 조치사항을 수행할 때 작업자의 이동경로는 Fig. 3과 같다.

## 2.3. 작업자 이동경로 도출

2.2절에서 보조건물 현장에서 SAMG 기반의 구체적인 작업자 조치사항을 도출하였다. 도출된 3가지 작업자 조치사항에 따른 예상 이동경로를 Table 2에 정리하였다. 수소점화기 점등 확인, 원자로건물 관통부 직접 살수, 이동형펌프차 외부주입유로 점검 조치 시 작업자의 이동경로를 각각 Fig. 1, 2 및 3에 나타내었다.

## 2.4. 보조건물 작업자 피폭선량 평가

중대사고 시 보조건물 내 작업자 피폭선량 평가를 위하여 앞서 2.1절에서 1단계 확률론적안전성평가 결과에 따른 확률론적 사고 경위와, 원자로건물 대기의 선원항 관점에서 보수적인 결정론적 사고 경위를 복합적으로 고려하여 3개의 사고 경위를 선정하였다. 그리고 2.2절에서는 SAMG에 기반하여 3개의 보조건물 내에서의 작업자 조치사항을 도출하였다.

선정된 중대사고 분석에는 MAAP5.06을 활용하였으며, 보조건물 작업자에 대한 피폭선량 평가에는 MAAP5.06에 내장된 MAAP DOSE를 활용하였다. 피폭선량 평가 주요 가정 사항은 다음과 같다.

1) 작업자의 보조건물 진입 시점은 중대사고 24시간 이후 시점이다.
2) 작업자의 이동 속도는 1.3 m $sec^{-1}$를 가정하였으며, 이동 시간은 Table 2~4의 이동 경로를 고려하여 평가하였다[5].
3) 방사성 에어로졸 섭취율은 공기 중 방사성 농도에 작업자의 호흡률을 곱하고, 방호 마스크 방호 계수를 나누어 계산하였다[6,7].

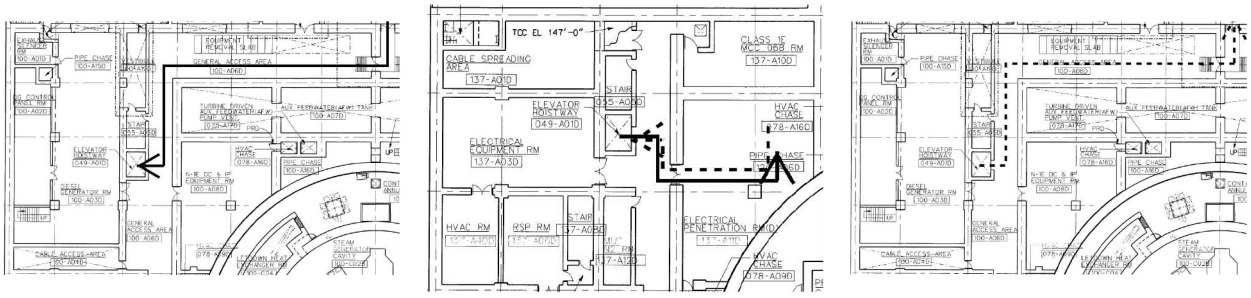


**Fig. 1.** Worker Movement Path for Action 1

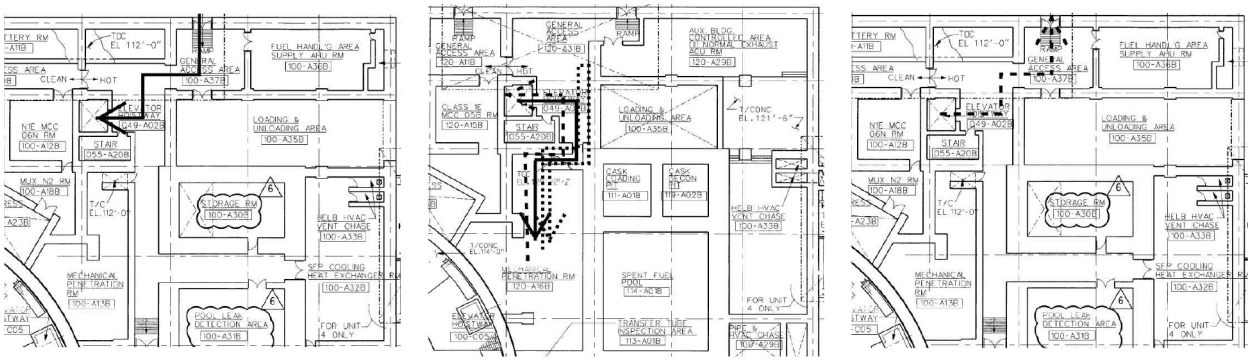


**Fig. 2.** Worker Movement Path for Action 2

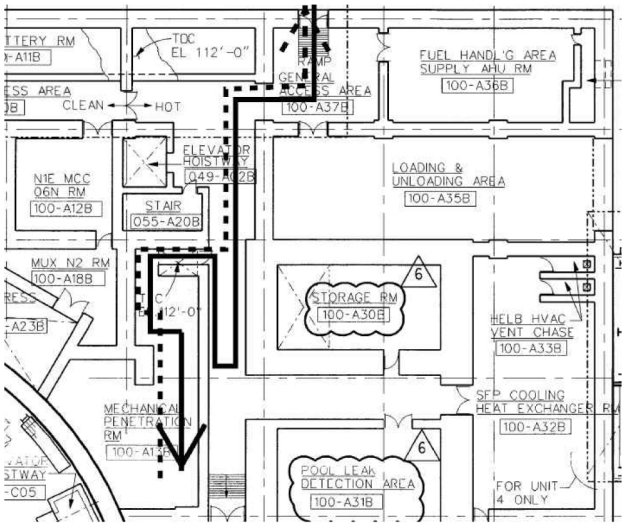


**Fig. 3.** Worker Movement Path for Action 3

4) 전기관통부격실(137-A11D) 내 작업자의 수소점화기 점등 확인 작업시간은 1분으로 가정하였다.
5) 일반접근구역(120-A31B)에서 작업자의 소방 호스 배치 및 회수 시간은 1분, 기계관통부격실(120-A16B)에서 관통부를 향한 살수 시간은 3분으로 가정하였다.
6) 작업자의 외부주입유로 및 밸브 점검 시간은 배관의 배치를 고려하여 일반접근구역(100-A37B), 기계관통부격실(100-A13B)에서 각 2분을 가정하였다.

## 3. 결 과

본 연구에서는 새울 1,2호기를 대상으로 중대사고 시 보조건물 내 작업자의 피폭선량을 평가하기 위해 3가지 대표적인 사고 경위에 대한 3가지 작업자 조치사항을 설정하고, 이를 적용한 피폭선량 평가 결과를 분석하였다. MAAP5.06으로 분석된 각 중대사고 시 주요 사건은 Table 3과 같으며, 각 사고 경위 및 작업자 조치사항에 대한 피폭선량 평가 결과는 Table 4에 나타냈다.

Table 4에서 확인할 수 있듯이, 3가지 사고 경위 모두 작업자 조치사항 2에서 가장 높은 피폭선량이 예상되었다. 작업자 조치사항 2는 원자로건물 관통부를 통해 방출되는 핵분열생성물을 제어하기 위해 작업자가 일반접근구역(120-A31B)에 위치한 소방 호스를 이용하여 밀봉재 성능이 상실된 관통부를 향해 살수하는 조치를 수행하는데, 이는 작업자가 핵분열생성물이 방출될 가능성이 높은 공간에 직접적으로 노출되는 상황으로, 이로 인해 높은 피폭선량에 노출될 위험성이 높기 때문이다.

**Table 2.** Expected Worker Movement Path

| Action | Work Scenario | Worker Movement Path |
|---|---|---|
| 1 | Check if the hydrogen ignitor is operating properly by checking the light of the ignitor panel in the electrical penetration room (137-A11D). | Enter Auxiliary Building at EL. 100' → Enter El. 137' 6" using an elevator → Check the hydrogen ignitor panel in the electrical penetration room (137-A11D) → Return to EL 100' using the elevator → Return to the Compound Building |
| 2 | Spray water to the penetration in the mechanical penetration room (120-A16B) to control the release of fission products from a penetration of the reactor building where the sealing performance is lost. | Enter Auxiliary Building at EL 100' → Enter EL 120' using an elevator → Check penetration in the mechanical penetration room (120-A16B) → Move to the general access area (120-A31B) to operate the fire hose → Spray water to the penetration in the mechanical penetration room (120-A16B) → Return to EL 100' using the elevator → Return to the Compound Building |
| 3 | Check the external injection line and valves to determine the cause of the failure of the external injection after trying to inject water into the RCS using a mobile pump. | Enter Auxiliary Building at EL 100' → Check the external injection line and valves in the general access area (100-A37B) → Check the external injection line and valves in the mechanical penetration room (100-A13B) → Return to the Compound Building |

**Table 3.** Key Event Summary for Severe Accidents

| Key Event Description | Large-Break LOCA | SBO | LOFW |
|---|---|---|---|
| Core Uncovered (s) | 166 | 7,361 | 2,537 |
| Core Relocation (hr) | 0.9 | 4.28 | 1.61 |
| Vessel Failure (hr) | 1.30 | 4.43 | 5.76 |
| Vessel Failure Mechanism | Debris plug melt-through of instrument tube vessel weld in lower head node 8 | Debris plug melt-through of instrument tube vessel weld in lower head node 8 | Debris plug melt-through of instrument tube vessel weld in lower head node 8 |
| Clad Oxidation (%) | 15.01 | 61.4 | 66.4 |
| Peak Containment Pressure before ECSBS actuation (bar) | 7.46 | 6.4 | 7.78 |
| Reactor Cavity Floor Concrete Ablation @ 48 hours (m) | 0.0012 | 0.13 | 0.015 |

**Table 4.** Estimated Dose for Each Accident and Work Scenario

| Dose | Accident 1 (LLOCA) | Accident 2 (SBO) | Accident 3 (LOFW) |
|---|---|---|---|
| Action 1 | 26 mSv | 33 mSv | 30 mSv |
| Action 2 | 156 mSv | 184 mSv | 169 mSv |
| Action 3 | 125 mSv | 149 mSv | 133 mSv |

## 4. 고 찰

조치사항 2의 경우, 원자로건물 관통부를 통해 방출되는 핵분열생성물을 제어하기 위해 작업자가 일반접근구역(120-A31B)에 위치한 소방 호스를 이용하여 밀봉재 성능이 상실된 관통부를 향해 살수하는 조치를 수행한다. 이 과정에서 작업자는 원자로건물 관통부 인근에 위치하여 상대적으로 높은 피폭선량에 노출될 가능성이 높다. 또한, 조치사항 3의 경우에는 원자로건물 관통부를 통해 냉각수 주입을 시도했으나 실패한 상황을 가정하고 있으며, 작업자가 외부주입유로 및 밸브를 직접 점검하여 문제점을 파악하는 조치를 수행한다. 이러한 조치는 작업자가 원자로건물 관통부와 가까운 공간에 머물러야 하므로, 상당한 피폭선량에 노출될 위험성이 존재한다.

반면에, 조치사항 1의 경우에는 작업자가 전기관통부격실(137-A11D)에 위치한 현장패널에서 수소점화기 점등 여부를 확인하는 조치를 수행하며, 이는 작업자가 상대적으로 안전한 공간에 머물러 조치를 수행할 수 있다. 또한, 조치사항 1의 경우 조치사항 2, 3에 비해 조치 시간이 짧다. 따라서 조치사항 1의 경우 조치사항 2, 3에 비해 낮은 피폭선량이 도출되었다.

ICRP 109에 제시된 바와 같이, 계획된 총체적 방호전략을 최적화하기 위해서는 지배적 피폭경로, 선량과 관련된 시간척도 및 개별 방호방안의 잠재 효과를 확인할 필요가 있다[8]. 다만 본 논문에서는 보수적인 사고 경위를 가정하여 세 가지 작업자 조치사항에 대한 결과를 도출하였으며, 향후 주요 피폭경로의 이해는 시간, 작업자 인원수, 방호 조치 및 방호방안 등의 자원배분 결정

을 통한 방사선방호 최적화 전략을 개발할 필요가 있다.

## 5. 결 론

본 연구에서는 중대사고 시 보조건물 내 작업자의 피폭선량을 평가하기 위한 새로운 방법론을 제시하고, MAAP5.06 및 내장된 MAAP-DOSE를 활용하여 새울 1,2호기의 대표적인 사고 경위에 대한 작업자 조치사항을 설정하고 피폭선량을 평가하였다. 그 결과, 조치사항 2에서 가장 높은 피폭선량이 예상되었으며, 이는 작업자가 원자로건물 관통부 인근에 위치하여 높은 피폭선량에 노출될 가능성이 높기 때문이다.

추후 연구에서는 MCNP를 이용하여 보조건물 내 방사선원항을 바탕으로 작업자에 대한 선량평가를 수행하고, 본 연구에서 계산된 결과와 비교하여 더욱 정확하고 정밀한 피폭선량 평가 결과를 도출할 계획이다. 또한, 본 연구 결과를 바탕으로 중대사고 시 작업자의 안전을 보장하기 위한 원전 현장의 피폭선량 예측진단을 위한 데이터 기반의 ALARA 의사결정 지원 시스템 개발에 활용될 계획이다.

## 사 사

이 논문은 2022년도 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. EPRI. 2019. Modular Accident Analysis Program version 5.06, User Manual.
2. EPRI. 2021. Volume 1, Section 7, Calculation of In-plant and Ex-plant Dose and Dose Rates. In: Modular Accident Analysis Program version 5.06, User Manual.
3. KINS. 2016. Regulatory Guideline 16.4. Accident Consequence Assessment. KINS/RG-N16.04. Rev.0.
4. KHNP. 2019. Shin-Kori Nuclear Power Plant Unit 3&4 Severe Accident Management Guidance.
5. Waters RL, Lunsford BR, Perry J, and Byrd R. 1988. Energy-speed relationship of walking: standard tables. *Journal of Orthopaedic Research* **6**(2):215-222. https://doi.org/10.1002/jor.1100060208.
6. Park JH, Yang WS, Chae NK, Lee MH, and Choi SY. 2020. Internal Dose Assessment of Worker by Radioactive Aerosol Generated During Mechanical Cutting of Radioactive Concrete. *Journal of Nuclear Fuel Cycle and Waste Technology* **18**(2):157-167. https://doi.org/10.7733/jnfewt.2020.18.2.157.
7. Carbaugh EH, Bihl DE, Maclellan JA, Antonlo CL, and Hill RL. 2009. Methods and Models of the Hanford Internal Dosimetry Program. Pacific Northwst National Lab (PNNL) Report. PNNL-MA-860.
8. ICRP. 2009. Application of the Commission's Recommendations for the Protection of People in Emergency Exposure Situtaions. ICRP Publication 109.