

화재 후 운전원수동조치(OMA) 정량화를 위한 화재 인간신뢰도분석 (HRA) 요소에 대한 고찰

최선영^{1†} · 강대일¹ · 정용훈²

An Investigation of Fire Human Reliability Analysis (HRA) Factors for Quantification of Post-fire Operator Manual Actions (OMA)

Sun Yeong Choi^{1†} · Dae Il Kang¹ · Yong Hun Jung²

[†]Corresponding Author

Sun Yeong Choi

Tel : +82-42-868-8372

E-mail : sychoi@kaeri.re.kr

Received : July 25, 2023

Revised : November 16, 2023

Accepted : December 6, 2023

Abstract : The purpose of this paper is to derive a quantified approach for Operator Manual Actions (OMAs) based on the existing fire Human Reliability Analysis (HRA) methodology developed by the Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI). The existing fire HRA method was reviewed, and supplementary considerations for OMA quantification were established through a comparative analysis with NUREG-1852 criteria and the review of the existing literature. The OMA quantification approach involves a timeline that considers the occurrence of Multiple Spurious Operations (MSOs) during a Main Control Room Abandonment (MCRA) determination and movement towards the Remote Shutdown Panel (RSP) in the event of a Main Control Room (MCR) fire. The derived failure probability of an OMA from the approach proposed in this paper is expected to enhance the understanding of its reliability. Therefore, it allows moving beyond the deterministic classification of "reliable" or "unreliable" in NUREG-1852. Also, in the event of a nuclear power plant fire where multiple OMAs are required within a critical time range, it is anticipated that the OMA failure probability could serve as a criterion for prioritizing OMAs and determining their order of importance.

Key Words : fire human reliability analysis, operator manual action quantification

Copyright©2023 by The Korean Society of Safety All right reserved.

1. 서론

원전 화재로 인한 위험도를 정량화하기 위한 화재 확률론적안전성평가(Fire PSA: Fire Probabilistic Safety Assessment)는 원전 화재 발생으로 인한 노심손상빈도(CDF: Core Damage Frequency)를 평가한다. 국내의 경우 1992년 한빛 원전 대상 화재 PSA 수행을 시초로 국내 가동 원전 대상 화재 PSA를 수행하고 있으며, 이를 위해 1995년 미국 전력연구소가 제시한 TR-105928¹⁾의 방법론과 데이터를 보완하여 적용하였다. 한편 미국 NRC는 EPRI와의 공동연구를 통하여 원전 화재 PSA의 신규 방법론 (NUREG/CR-6850)²⁾을 개발한 이후, 미국

원전 사업자들은 신규 방법론을 적용하여 화재 PSA를 수행하고 있고, 국내는 이를 적용하기 위한 화재 PSA 수행 연구를 수행하였다^{3,4)}.

NUREG-1921⁵⁾의 정의에 따르면 화재 인간신뢰도분석(Fire HRA: Fire Human Reliability Analysis)의 목적은 화재 PSA 모델 정량화에 사용되는 인적실패사건(HFE: Human Failure Event)를 식별하고 정량화하는 분석 방법이다. 화재 HRA는 내부 사건 PSA에서 화재 영향과 화재 사고 시나리오를 포함하기 위해 기존 내부사건 PSA에 사용된 HFE를 수정하거나 화재 PSA 모델에 포함될 새로운 화재 관련 HFE에 대한 분석을 수행한다. 앞에서 언급한 NRC와 EPRI의 공동연구 결과물인

¹한국원자력연구원 리스크평가연구부 책임연구원 (Risk Assessment Research Division, Korea Atomic Energy Research Institute)

²한국원자력연구원 리스크평가연구부 선임연구원 (Risk Assessment Research Division, Korea Atomic Energy Research Institute)

NUREG/CR-6850에서는 화재 HRA 방법론에 대해 HFE 식별 및 정성적 분석(qualitative analysis)을 주로 다루었고 정량적 분석(quantitative analysis)에 대해 자세한 내용은 기술되어 있지 않다. NUREG/CR-6850 이후 NRC와 EPRI는 NUREG-1921을 통해 화재 HRA의 구체적인 방법론을 제시하였고 다음으로 Supplement (Suppl) 1의 최종본⁶⁾과 Suppl 2⁷⁾를 통해 화재로 인한 MCR 포기(MCRA: Main Control Room Abandonment)시의 HFE에 대한 정성적 분석과 정량적 분석 방법을 제안하였다.

국내 전출력 원전에 대한 화재 HRA 연구로는 산업체 주도로 NUREG-1921에서 제안한 선별분석(screening analysis)과 scoping 분석을 적용하고 정량화 상세분석(detailed analysis)은 EPRI에서 제안한 방법론인 CBDTM(Cause-based Decision Tree Method)를 적용한 연구가 수행 중이다. 한국원자력연구원(KAERI: Korea Atomic Energy Research Institute)은 NUREG-1921의 선별분석과 scoping 분석을 적용하고, 정량화 상세분석으로 기존 내부사건 PSA에 사용된 HRA 기법인 K-HRA 방법론에 화재 상황 및 화재로 인한 영향을 반영한 Fire K-HRA를 토대로 화재 HRA 방법론을 개발하였다⁸⁾. 이후 NUREG-1921, Suppl 1 및 2의 발간에 따라 MCRA 상황을 반영하여 화재 PSA 분석에 적용하기 위한 정량화 시범분석을 수행하였다⁹⁾.

본 연구의 목적은 지금까지 기술한 KAERI에서 개발한 화재 HRA 방법을 사용한 운전원 수동조치(OMA: Operator Manual Action)의 정량화 방안을 정립하는 것이다. OMA는 ‘운전원이 화재 후 고온 정지를 달성하고 유지하기 위해 주제어실 외부에서 기기를 작동하는 조치’로 정의하며, 다중기기오동작(MSO: Multiple Spurious Operation) 분석 시 안전정지 중요기기(important to safe shutdown component)의 요건이 만족되지 않을 때 적용할 수 있는 해결 방안 중 하나이다¹⁰⁾.

우리는 선행연구¹¹⁾에서 화재 PSA 모델 구축을 위한 MSO 분석 시범연구를 수행하였다. 이때 고려된 세 가지 시나리오 중 하나가 화재 유발 핵연료재장전수탱크(RWT: Refueling Water Tank) 배수 사건이며, 이로부터 화재로 인한 격납건물살수 작동신호(CSAS: Containment Spray Actuation System) 오신호가 발생으로 격납건물살수펌프(CSP: Containment Spray Pump)가 작동한 것을 인지하여 현장에서 CSAS 초기화 및 펌프 핸드스위치 개방 행위에 대하여 화재 HRA 방법론 기반의 정량화 시범 분석을 수행하였다. 그러나 시범분석에서 다른 경우는 화재 발생 및 MSO가 발생할 수 있는 여러 조건 중 일부에 불과하여, 본 논문의 목적은 포괄적인 OMA 정량화 방안의 정립이라 할 수 있다. 이를 위해 기존의 OMA

내용이 기술되어 있는 문헌의 검토와 NUREG-1852¹²⁾의 OMA 타당성 및 신뢰성 기준과 기존 화재 HRA의 항목 비교를 통해 기존 화재 HRA에서 OMA 정량화를 위해 요구되는 보충 요소를 식별하고 이에 대한 방안을 정립하였다.

본 논문의 구성은 다음과 같다. 2장에서는 KAERI에서 개발한 화재 HRA 방법론을 간략히 기술하였다. 3장은 OMA에 대한 문헌 검토 및 NUREG-1852의 기준과 기존 화재 HRA에서 고려한 항목의 비교를 기술하였으며, 4장에서는 OMA 정량화를 위해 식별된 기존 화재 HRA의 보완이 요구되는 항목 및 이에 대한 반영 방안을 제안하였다.

2. KAERI 화재 HRA 방법론 요약

서론에서 언급한 바와 같이 KAERI는 NUREG-1921과 국내 원전 내부사건 PSA의 HRA에 사용한 K-HRA에 화재 상황을 반영한 Fire K-HRA를 토대로 화재 HRA 방법론을 개발하였다. KAERI에서 개발한 화재 HRA 방법론은 NUREG-1921과 이후 발간된 Suppl 1, 2의 주요 내용을 포함할 뿐 아니라 국내 운전원의 인터뷰를 통한 국내 원전의 화재 상황과 영향을 반영하였다.

다음 Fig. 1은 NUREG-1921, Suppl 2에 제시된 MCRA 타임라인을 반영한 화재 HRA 방법론으로 이에 대한 설명은 다음과 같다.

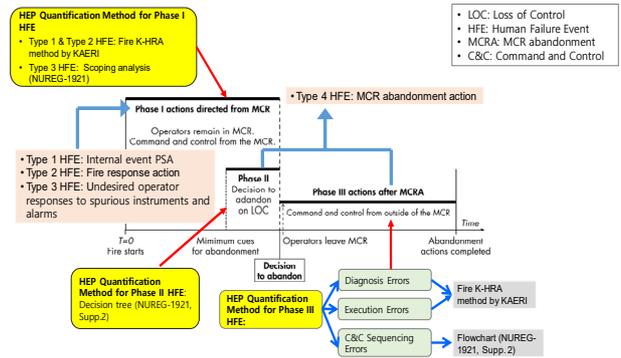


Fig. 1. Existing HRA methodology based on MCRA timeline.

- MCRA 시나리오의 타임라인에 따른 Phase 구분
 - Phase I: MCRA 결정 이전 시기
 - Phase II: LOC(Loss of Control)로 인한 MCRA 결정을 위한 진단 시기
 - Phase III: MCRA 결정 이후 시기
- HFE 유형
 - Type 1 HFE: 기존 내부사건 PSA에서 고려한 HFE 중 화재사건 사고경위에 포함된 HFE

- Type 2 HFE: 화재 상황으로 유발되는 새로운 인적 행위와 관련한 HFE (예, MSO 등의 사고 완화를 위해 현장에서 수행되는 OMA 관련 HFE 등)
- Type 3 HFE: Phase II: 계측기 오신호로 인한 바람직하지 않은 행위 관련 HFE (예, 잘못된 계측기 정보로 SIAS(Safety Injection Actuation Signal) 수동 작동 HFE 등)
- Type 4 HFE: 화재시 운전원의 MCR 거주성 어려움과 지휘/통제(C&C: Command and Control) 불가능으로 인해 MCR을 포기하는 상황에서 유발되는 인적 행위와 관련한 HFE (예, MCR에서 RSP(Remote Shutdown Panel)로의 스위치 전환 관련 HFE, 안전정지 관련 행위, 손상 기기 등의 오동작이나 기능상실에 대한 회복행위 관련 HFE 등)

각 phase 별로 정량화 상세분석 방법을 다음 Table 1에 정리하였다. Table 1에서 Fire K-HRA를 적용할 수 있는 HFE의 정량화 상세분석에는 Fire K-HRA를 적용하고, 그 외의 HFE는 NUREG-1921의 방법 (scoping 분석, 결정트리 및 C&C 순차오류)의 적절한 확률값을 적용하였다.

Table 1. Summary of HFE and detailed analysis of existing fire HRA

Phase	HFE	Detailed analysis
Phase I	Type 1/2/3 HFE	- Type 1/2: Fire K-HRA - Type 3: Scoping analysis (NUREG-1921)
Phase II	Type 2 HFE: Failure to decide to abandon by LOC	- Decision tree (NUREG-1921, suppl. 2)
Phase III	Type 4 HFE	- C&C sequencing failure: Flowchart (NUREG-1921, suppl. 2) - Other HFE: Fire K-HRA

3. OMA 문헌 검토 및 OMA 신뢰성/타당성 기준

3.1 OMA 문헌 검토

2007년에 발간된 화재시 OMA의 타당성 및 신뢰성 검증 기준을 제시한 NUREG-1852는 OMA의 정의를 ‘운전원이 화재 후 고온 정지를 달성하고 유지하기 위해 주제어실 외부에서 기기를 작동하는 조치로, 수리(repair)는 포함하지 않는다.’라고 기술하고 있다. 한편 OMA를 예방조치(preventive action)와 대응조치(reactive action)로 구분하고 각각의 설명은 다음과 같다.

- 예방조치: 화재 발생으로 화재절차서 운전 진입 시 추가 진단 없이 잠재적인 기기 오작동이나 화

재로 인한 잠재적인 효과를 완화(mitigate)하기 위해 취하는 조치

- 대응조치: 화재 발생 시 원전의 바람직하지 않은 상태 변화에 대응하는 조치로 운전원은 비정상적인 변화를 감지하고 절차서에 따라 올바른 조치를 진단하고 수행하는 것

즉, 예방조치는 화재 발생 즉시 화재로 인해 예상되는 문제를 완화하는 조치이고, 대응조치는 이미 화재가 발생 후에 화재로 인해 발생한 기기 오작동 등의 원하지 않는 상태 변화에 대응하는 조치이다. 또한 부록 A에는 수동조치 및 대응조치와 관련한 각각의 타임라인을 설명하고 있다. 본 논문에서 다루는 OMA는 대응조치이다. 즉, 화재 후 발생한 MSO를 감지하고 절차서로부터 적절한 조치를 진단하고 수행하는 것으로 이는 예방조치가 아닌 대응조치에 해당한다.

한편 2009년에 발간된 화재안전정지분석 지침서인 NEI 00-01 (Rev. 2)는 OMA 정의에 대해 NUREG-1852와 동일하게 기술되어 있다. NEI 00-01 문서에는 추가로 안전정지 중요기기에 대해 방화지역분석의 요건 불만족 해결 방안 중 하나로 OMA를 기술하였다.

이후 NRC는 OMA에 대해 화재 후(posf-fire) OMA와 일반적인(normal) OMA로 구분하여 설명하고 있다¹³⁾. 즉 화재 후 OMA는 화재로부터의 비정상 상황을 회복(recover)하기 위해 MCR 외부에서 절차서에 기술된 조치를 수행하는 것으로 정의하였다. 즉 기존의 정의에 포함된 ‘고온정지 달성 및 유지’ 대신 ‘화재로 인한 비정상 상황 복구’란 용어를 사용하여 더 포괄적인 의미로 정의하였다. 또한 화재 후 OMA는 일반 OMA에 비해 화재로 인한 스트레스 증가와 긴박한 시간 내 수행되어야 하는 환경이 다르다는 것을 언급하고 있다.

한편 2001년도, 성능 기반 화재방호기준인 NFPA 805¹⁴⁾는 회복 조치(recovery action)라는 용어를 사용하며, MCR 외부에서 수행하는 조치로, 원전 안전성기준(nuclear safety performance criteria)를 달성하기 위해 기기의 교체(replacement) 또는 수리(modification) 등의 조치를 포함한다고 정의하였다. 2005년 신 화재 정량화 방법인 NUREG/CR-6850은 화재로 인한 기기 오작동을 예방(prevent)하거나 회복(recover)하기 위한 수동조치(manual action)을 모델에 반영하는 것에 대해 기술하고 있다. 이후 2009년 위험도 정보 활용 성능 기반 화재 방호를 이행하기 위한 지침서인 Reg. Guide 1.205¹⁵⁾는 주제어실 및 전용정지(dedicated shutdown) 또는 대체정지제어(alternative shutdown control) 공간 외부에서 수행하는 조치를 NFPA 805에서 정의한 복구조

치라고 기술하고 있다. 즉 대체 정지 제어를 위한 RSP 공간 외부의 조치 행위를 언급하였으며, 이는 MCR을 포기하고 RSP로 이동한 상황에서도 RSP 외부에서의 운전원 조치 가능성을 기술한 것이다. 2020년도에 발간된 MCRA 시나리오에 대한 화재 HRA 정성적 방법론인 NUREG-1921, Suppl 1(최종본)에는 위에 기술한 Reg. Guide 1.205의 내용을 언급하였고 RSP 외부에서 운전원 조치에 대해 MCRA OMA 단어를 사용하였다. 즉 MCRA 과정에서 OMA 발생 가능성이 언급되었다.

지금까지 기술한 내용을 요약하면, 화재 후 OMA에 대한 정의는 화재 시 MCR 외부에서 운전원이 행하는 조치이며 이의 목적은 ‘고온정지 달성 및 유지’(NUREG-1852, NEI 00-01)과 화재로 인한 비정상 상황의 복구(NFPA 805, NUREG/CR-6850, Reg. Guide 1.205, NRC 정의 및 NUREG-1921, Suppl 1)로 기술되어 있다. 또한 NFPA 805 라이선스 기반에서는 OMA가 회복조치라는 용어로 전환되어 사용하고 있고, MCR 및 RSP 외부에서의 회복조치에 대해 언급하고 있으며, NUREG-1921, Suppl 1에서는 이를 ‘MCRA OMA’ 용어로 정의하였다. 단 ‘MCRA OMA’에 대해서 구체적인 HFE 정의나 정량화에 대한 내용이 기술되어 있지는 않았다.

3.2 NUREG-1852의 OMA 타당성 및 신뢰성 기준과 Fire K-HRA 요소 비교

본 절에서는 결정론적 화재안전정지분석에서 적용하기 위한 NUREG-1852에서 제시한 OMA의 타당성 및 신뢰성 기준에 대해 Fire K-HRA에서 고려하는 항목을 정리하였다. 기존 연구¹⁶⁾에서 NUREG-1852의 OMA 타당성 및 신뢰성 기준과 이에 대응하는 Fire K-HRA의 Phase I/III의 진단오류확률(DEP: Diagnosis Error Probability), 수행오류확률(EEP: Execution Error Probability) 및 Phase III의 C&C 순차오류(sequencing error)의 요소를 정리하여 비교하였다. 본 연구에서는 기존 분석표에 Phase II의 MCRA 결정 실패 확률 평가를 위한 의사결정트리(decision tree)의 관련 요소를 추가하여 요약하였다(Table 2).

Table 2에서와 같이 기존 화재 HRA의 인적오류확률 평가를 위한 요소와 NUREG-1852의 OMA의 타당성 및 신뢰성 기준을 비교한 결과, ‘demonstration’을 제외한 NUREG-1852의 나머지 10개 항목에 대해 기존 화재 HRA는 NUREG-1852 기준 대부분을 다루고 있음을 파악하였다. 그러나 앞 절의 문헌 검토 내용과 기존 화재 HRA의 항목에 대한 검토과정을 통해 OMA의 정량화와 관련하여 기존 화재 HRA에서 고려되지 않은 요소를 파악하였으며 내용은 다음과 같다.

Table 2. Criteria for OMA by NUREG-1852 and related considerations by existing fire HRA

Criteria by NUREG-1852	Considerations by existing fire -HRA
Analysis showing adequate time available to perform the actions (To address feasibility & to ensure reliability)	<ul style="list-style-type: none"> • Timeline for the time available to diagnose (DEP) • Time urgency for stress level (EEP) • Time available greater than or equal to time required (decision tree)
Environmental factors	<ul style="list-style-type: none"> • Hazard from work environment (EEP)
Equipment functionality and accessibility	<ul style="list-style-type: none"> • Equipment accessibility (EEP)
Available indications	<ul style="list-style-type: none"> • Level of alarm/HMI (Human machine interface) (DEP & EEP) • Sufficient indications and/or alarms (decision tree)
Communications	<ul style="list-style-type: none"> • Communication between of C&C supervisor and field operators (sequencing error probability)
Portable equipment	<ul style="list-style-type: none"> • Necessity of special equipment/clothing (EEP)
Personnel protection equipment	<ul style="list-style-type: none"> • Necessity of special equipment/clothing (EEP) • Wearing SCBA due to fire in MCR (DEP)
Procedures and training	<ul style="list-style-type: none"> • Procedure level (DEP & EEP) • Training level & education level (DEP & EEP) • Abandonment criteria explicit in procedures (decision tree) • Training type (decision tree)
Staffing	<ul style="list-style-type: none"> • The absence of STA due to the composition of firefighting units (DEP)

- MCRA 시점과 인접한 시간에 OMA 진단 가능성
- MCR 외부 OMA 담당 운전원의 SCBA (Self-Contained Breathing Apparatus) 착용 가능성
- 현장 운전원과 C&C 담당자와의 통신으로 인한 문제 발생 가능성

이상 언급한 기존 화재 HRA에서 고려하지 않은 추가로 고려해야 할 요소에 대한 반영 방안을 4장에 기술하였다.

4. OMA 정량화를 위한 기존 화재 HRA 추가 고려 요소

4.1 MCRA 시점과 OMA 진단 시점에 따른 진단여유시간

Fig. 1을 보면 기존 화재 HRA는 MCRA가 반영된 세 단계(phase)로 구성된 타임라인을 정립하였다. NUREG-1921에 의하면 MCR을 포기하는 두 가지 원인은 LOH (Loss of Habitability)와 LOC (Loss of Control)로 구분하고 있다. 기존 화재 HRA에서는 phase 1과 3에 대해, 즉 RSP 이동 결정 전과 이동 결정 후의 기간에 대해 타임라인을 고려하였고, 이동 결정 기간인 phase 2의 경우,

LOH에 의한 MCRA 결정 기간이 비교적 짧고(NUREG-1921, Suppl 1에 따르면 약 1분 소요), LOH로 인한 MCRA 결정 실패 가능성이 매우 낮아 고려 대상으로 취급하지 않았고 단지 LOC에 의한 MCRA 결정 실패 HFE만 다루고 이의 실패 확률은 NUREG-1921, Suppl 2의 decision tree로부터 평가하기 때문에 타임라인은 고려하지 않았다.

본 연구에서는 기존 화재 HRA에서 고려되지 않은 MCRA와 OMA 상황을 식별하여 이를 반영한 타임라인을 정립하였다. 본 연구에서 타임라인 정립을 위해 고려한 사항은 다음과 같다.

• MSO의 발생 시점

기존에는 RSP로의 이동 결정이 완료되면 절차에 따라 MCR에서 전원절제 작업을 수행한 후 RSP로 이동하고, 이동한 후에는 RSP 운전절차서 수행을 고려하여 이와 관련한 cue만 고려하였다. 즉 MCRA를 결정하는 시기와 결정 후 RSP로의 이동 전 시기의 비정상 상황에 대한 cue는 고려하지 않았다. 본 논문에서는 화재로 인한 MSO 발생의 임의성(randomness)을 고려하여 MCRA를 결정하는 시기와 MCR에서 RSP로의 이동을 위한 MCR 내 조치 중에 MSO가 발생할 수 있음을 고려하였다.

본 연구의 참조 원전의 경우, 화재로 인한 MCR의 LOC를 유발할만한 스위치기어실이나 전기기기실 등의 경우 전원이 계열별로 분리된 설계구조라서 본 논문에서는 LOC 가능성을 배제하고 LOH에 의한 MCRA만 고려하였다. 즉 MCR 내부 화재 시 LOH로 인한 MCRA와 MCR 내 보드 손상으로 인한 MSO 및 이에 대응하기 위한 OMA의 가능성만 고려하였다.

• RSP 설계의 제한성

국내 일부 원전의 RSP 설계는 안전정지에 요구되는 모든 기기의 제어 스위치가 갖추어져 있지 않다. 참조 원전의 경우, 필수냉방기측 기기냉각수밸브는 MCR 내부 화재 시 불시 닫힘이 발생할 수 있으며, RSP에는 관련 제어 스위치가 없다. 따라서 화재로 인해 MCRA와 MSO가 인접하게 발생할 수 있으며 RSP로 이동하여 MSO에 대응하기 위한 안전정지에 요구되는 기기 제어스위치가 존재하지 않아 RSP 외부에서 OMA를 수행한다. 이와 관련한 용어로 Reg. Guide 1.205는 복구조치, NUREG-1921, Suppl 1은 MCRA OMA라는 단어를 적용하였다.

이상 기술한 내용을 기반으로 본 논문에서는 LOH로 인한 MCRA와 MCR 내 보드 손상으로 인한 MSO 및 이에 대응하기 위한 OMA를 고려한 타임라인을 추가로 정립하였다. Fig. 2는 MCRA와 OMA 시점의 인접성에 따른 두 가지 상황의 타임라인을 설명한다.

다음은 Fig. 2의 두 가지 경우의 MCRA OMA 타임라인에 대한 설명이다.

• MCRA-OMA #1 (MCRA 결정 전 OMA 진단)

- 설명: MCR 내부 화재 시 MSO가 먼저 발생하여 이에 대한 인지 및 OMA 진단 후 현장에서의 OMA가 수행되고 거의 동시에 MCR 상주 운전원이 MCRA 결정 후 RSP로 이동하는 상황 (①→②→③→⑥→⑦→⑧→④→⑤)

- 진단여유시간: 직무허용시간 (⑤ - ①) - 작업수행시간 (④ - ③)

• MCRA-OMA #2 (MCRA 결정 시기 혹은 결정 후

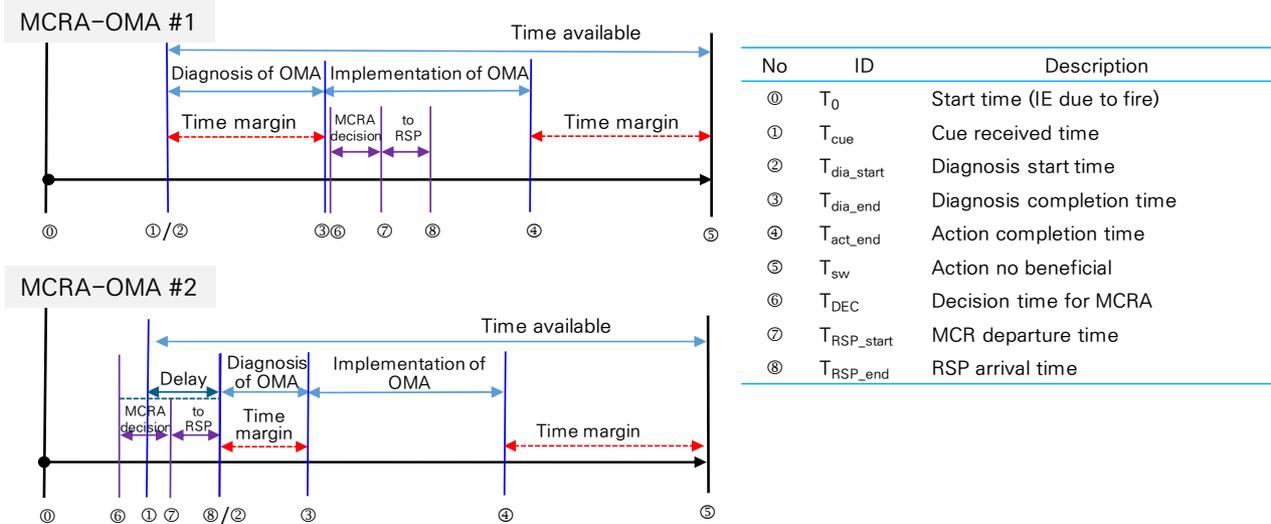


Fig. 2. Timelines for MCRA and OMA.

- RSP로의 이동을 위한 MCR 작업 중 MSO 발생)
- 설명: MCR 내부 화재로 인한 MSO가 MCRA 결정 기간이나 결정 후 이를 위한 전원절체작업 중 (⑥-⑧ 구간) 발생한 상황으로, RSP 이동 후 OMA 진단 및 현장에서의 OMA 수행이 이루어지는 상황 (⑥→①→⑦→⑧/②→③→④→⑤ 혹은 ⑥→⑦→①→⑧/②→③→④→⑤)
 - 진단여유시간: 직무허용시간 (⑤ - ①) - 작업수행시간 (④ - ③) - RSP 결정 및 이동으로 인한 진단 지연시간 (⑧ - ①)

MCRA-OMA #1은 MSO cue 발생, OMA 진단 및 작업 시점과 이로 인한 진단여유시간 평가는 기존 화재 HRA의 타임라인과 동일하나, RSP로의 이동이 타임라인에 포함되었다. MSO가 먼저 발생하고 OMA 진단이 완료된 후 MCRA를 결정하여야 하는 상황에서는 MCRA 결정 시기와 MCR 운전원의 RSP로의 이동 시간이 진단여유시간에 영향을 주지 않음을 보여준다.

MCRA-OMA #2의 경우는 MCR 화재로 MCRA를 결정하는 중, 혹은 RSP로의 이동을 위한 조치 중 MSO가 발생한 상황을 보여준다. 이와 같은 상황에서 MCR 운전원은 RSP로의 이동을 먼저 수행한 후 OMA를 진단하는 것으로 가정하였다. 전문가 의견을 반영하여 LOH로 인한 RSP로의 이동이 요구되는 상황은 운전원이 더 이상 MCR 상주가 불가능한 상황으로, 이때는 RSP로의 이동이 무엇보다 우선시 되어야 한다고 판단하였다. NUREG-1921, Suppl 1과 국내 운전원 면담 내용은 모두 LOH로 인한 MCRA 결정 기간과 RSP로의 이동을 위한 MCR 내 작업은 비교적 짧은 시간 (각각 1분 내외)이 소요된다고 하여 이로 인한 OMA 진단의 지연시간은 최대 2분을 가정하였다.

4.2 OMA 수행을 위한 운전원의 SCBA 착용

3장에서 언급한 바와 같이 기존 화재 HRA는 SCBA (Self-Contained Breathing Apparatus) 착용과 관련해서, MCR 내 화재 시 운전원들이 착용하는 상황만 고려하고 MCR 외부에서 기기 작동을 위한 장소로 이동할 때는 화재 인접 지역을 우회해서 이동하는 상황만 고려하였다. 그러나 국내 원전의 경우, OMA 장소와 화재 장소가 공용 복도로 연결된 상황이 존재하고 현장 검증을 통해서 OMA를 수행하기 위한 운전원이 개인 보호차원에서 SCBA를 착용할 수 있음을 인식하였다.

따라서 본 연구에서는 OMA 수행 운전원의 SCBA 착용을 추가로 고려함에 따라 기존 화재 HRA에 다음의 사항을 변경하였다.

- 착용시간: MCR 내 운전원의 SCBA 착용시간(5분)을 동일하게 적용
- 스트레스 수준: SCBA 착용 후 OMA 수행 운전원은 화재 인접지역 장소 통과 시 스트레스 증가를 고려하여 MCR 운전원의 SCBA 착용 후의 스트레스 수준과 동일하게 적용
- 통신의 원활치 않음: OMA 운전원은 SCBA 착용 후 MCR 운전원과 통신 시 어려움이 수반 될 수 있음을 고려하여 수행시간에 반영

다음 Table 3은 4장에서 기술한 OMA 정량화 방안 정립을 위해 기존 화재 HRA 방법에서 보완이 요구되는 요소와 보완 방안을 정리하였다.

Table 3. Proposals for OMA quantification

Elements	Fire K-HRA	Modification for OMA Quantification
Time available for diagnosis	• The time available for diagnosis = the system allowed time for operator actions - the time required for implementation of required actions	• For the occurrence of MSO during the phase 2 (MCRA decision period) and the initial stage of phase 3 (period for actions in MCR for MCRA by LOH) - The time available for diagnosis = the system allowed time for operator actions - the time for implementation of required actions - delay time for diagnosis (max. 2 min.)
Time due to SCBA wearing for OMA	• In case of MCR fire, additional 5 min. to the diagnosis time due to SCBA wearing	• In addition to previous considerations, if SCBA is required to be worn when moving to the OMA location, additional 5 min. to execution time
Stress due to SCBA	• Increased stress level from wearing SCBA in case of MCR fire	• Increased stress level from wearing SCBA for OMA execution
Communication quality due to wearing SCBA	• C&C sequencing error during phase 3 after MCRA	• Additional 3 min. of execution time by poor communication quality due to wearing SCBA

5. 결론

본 연구의 목적은 KAERI에서 개발한 화재 HRA 방법을 사용한 운전원 수동조치(OMA)의 정량화 방안을 정립하는 것이다. 기존 화재 HRA 방법을 검토하고 OMA 정량화를 위한 추가 고려해야 할 사항을 도출하여 이에 대한 방법을 수립했다. 이를 위해 OMA 관련 기존 문헌 검토와 NUREG-1852에서 제시된 OMA의 타당성과 신뢰성 기준과 기존 화재 HRA에서 고려한 내용의 비교를 통해 기존 화재 HRA에서 OMA 정량화

를 위해 요구되는 보충 요소를 식별했다.

기존 화재 HRA는 MCRA 결정을 위한 Phase 2에서 LOC에 의한 MCRA 결정실패확률 평가를 위한 결정트리의 요소만 고려하여 이 시기의 타임라인을 고려하지 않았다. 그러나 MSO 발생의 임의성으로 인해 기존에는 고려하지 않았던 MCRA 결정 기간(phase 2) 및 결정 후 RSP로 이동하기 전 MCR에서의 전원절체작업 기간(phase 3 초기)에도 MSO가 발생할 수 있음을 반영하였다. 또한 RSP의 설계 제한으로 인해 MCR 화재시 발생한 MSO의 OMA 대상 기기 스위치가 RSP에 존재하지 않아 MCRA 후의 OMA 가능성을 반영하였다. 그 외에 OMA 수행을 위한 운전원의 SCBA 착용 가능성과 OMA 담당자와 C&C 책임자 간의 통신 문제 가능성을 고려하여 수반되는 영향을 반영하였다. 이와같이, OMA 정량화 방법론에 기반하여 OMA의 실패 확률을 제공함으로써 NUREG-1852의 ‘신뢰성이 있다’와 ‘신뢰성이 없다’의 이분법에 비해 신뢰성에 대한 이해가 가능해질 것으로 기대한다. OMA 실패 확률의 다른 용도로는 원전 화재시 긴박한 시간 범위 내에서 두 건 이상의 OMA 수행이 필요한 경우, OMA 실패 확률이 우선 순위 결정의 기준이 될 것으로 예상된다.

본 연구에서는 OMA 정량화에 MCRA 결정 시기와 RSP로의 이동을 위한 MCR 내부 작업 중 MSO의 발생 가능성을 포함하였다. 그러나 MCR 내 화재시에도 LOC의 발생 가능성, 즉 연기나 열보다 C&C 불능이 우선으로 발생할 수 있음에도 불구하고 본 논문에서는 고려하지 않았다. 이는 추후 연구 항목인 LOC에 의한 MCRA 결정 시기의 MSO 발생 연구에서 다룰 예정이다.

Acknowledgment: This work was supported by the National Research Foundation of Korea (NRF) grant funded by the Korean government, Ministry of Science and ICT. (Grant Code: RS-2022-00144204).

References

- 1) EPRI, “Fire PRA Implementation Guide”, TR-105928, Electric Power Research Institute, 2005.
- 2) EPRI/NRC-RES, “Fire PRA Methodology for Nuclear Power Facilities”, EPRI 1011989, NUREG/CR-6850 Final Report, 2005.
- 3) D. I. Kang, K. Kim, S. C. Jang, H. G. Lim and J. E. Yang, “Construction and Quantification of Fire PSA Model for Full Power Operation using a New Fire PSA Method”, KAERI/TR-6475/2016, 2016.
- 4) D. I. Kang, K. Kim, H. G. Lim and J. E. Yang, “Construction and Quantification of Fire PSA Model for Shutdown and Low Power Operation using a New Fire PSA Method”, KAERI/TR-6487/2016, 2016.
- 5) S. Lewis and S. Cooper, “EPRI/NRC-RES Fire Human Reliability Analysis Guidelines”, NUREG-1921, 2012.
- 6) US NRC, “EPRI/NRC-RES Fire Human Reliability Analysis Guidelines: Qualitative Guidance for Main Control Room Abandonment Scenarios”, NUREG-1921 Supplement 1, Final Report, 2020.
- 7) USNRC, “EPRI/NRC-RES Fire Human Reliability Analysis Guidelines: Quantification Guidance for Main Control Room Abandonment Scenarios”, NUREG-1921 Supplement 2, 2019.
- 8) S. Y. Choi and D. I. Kang, “Development of a Fire Human Reliability Analysis Procedure for Full Power Operation of the Korean Nuclear Power Plants”, J. Korean Soc. Saf., Vol 35, No 1, pp. 87-96, 2020.
- 9) S. Y. Choi and D. I. Kang, “Improvements on a fire HRA Methodology for Domestic Nuclear Power Plants - MCRA (MCR abandonment) Quantification and PSF Adjustment”, KAERI/TR-8401/2020, 2020.
- 10) NEI, “Guidance for Post Fire Safe Shutdown Circuit Analysis”, NEI 00-01, Revision 2, Nuclear Energy Institute, 2009.
- 11) D. I. Kang, Y. H. Jung, S. Y. Choi and M. J. Hwang, “A Pilot Study on the Multiple Spurious Operation Scenarios for the Construction of Fire Events PSA Model”, KAERI/TR- 7359/2018, 2018.
- 12) USNRC, “A Study on the Multiple Spurious Operation Scenarios for Fire Events PSAemonstrating the Feasibility and Reliability of Operator Manual Actions in Response to Fire”, NUREG-1852, 2007.
- 13) NRC homepage <https://www.nrc.gov/reactors/operating/ops-experience/fire-protection/manual-actions.html>
- 14) NIST, “Performance-Based Standard for Fire Protection for Light Water Reactor Electric Generating Plants”, NFPA 805, 2001.
- 15) USNRC, Risk-Informed, Performance-Based Fire Protection for Existing Light-Water Nuclear Power Plants, Regulatory Guide 1.205, 2006.
- 16) S. Y. Choi, D. I. Kang and Y. H. Jung, Considerations Related to Quantification of Operator Manual Action Based on Fire Human Reliability Analysis, Transactions of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting, 2022.