

국내 전출력 원전 적용 화재 인간신뢰도분석 절차 개발

최선영*† · 강대일*

Development of a Fire Human Reliability Analysis Procedure for Full Power Operation of the Korean Nuclear Power Plants

Sun Yeong Choi*† · Dae Il Kang*

†Corresponding Author

Sun Yeong Choi

Tel : +82-42-868-8372

E-mail : sychoi@kaeri.re.kr

Received : March 5, 2019

Revised : September 23, 2019

Accepted : February 13, 2020

Abstract : The purpose of this paper is to develop a fire HRA (Human Reliability Analysis) procedure for full power operation of domestic NPPs (Nuclear Power Plants). For the development of fire HRA procedure, the recent research results of NUREG-1921 in an effort to meet the requirements of the ASME/ANS PRA Standard were reviewed. The K-HRA method, a standard method for HRA of a domestic level 1 PSA (Probabilistic Safety Assessment) and fire related procedures in domestic NPPs were reviewed. Based on the review, a procedure for the fire HRA required for a domestic fire PSA based on the K-HRA method was developed. To this end, HRA issues such as new operator actions required in the event of a fire and complexity of fire situations were considered. Based on the four kinds of HFE (Human Failure Event) developed for a fire HRA in this research, a qualitative analysis such as feasibility evaluation was suggested. And also a quantitative analysis process which consists of screening analysis and detailed analysis was proposed. For the qualitative analysis, a screening analysis by NUREG-1921 was used. In this research, the screening criteria for the screening analysis was modified to reduce vague description and to reflect recent experimental results. For a detailed analysis, the K-HRA method and scoping analysis by NUREG-1921 were adopted. To apply K-HRA to fire HRA for quantification, efforts to modify PSFs (Performance Shaping Factors) of K-HRA to reflect fire situation and effects were made. For example, an absence of STA (Shift Technical Advisor) to command a fire brigade at a fire area is considered and the absence time should be reflected for a HEP (Human Error Probability) quantification. Based on the fire HRA procedure developed in this paper, a case study for HEP quantification such as a screening analysis and detailed analysis with the modified K-HRA was performed. It is expected that the HRA procedure suggested in this paper will be utilized for fire PSA for domestic NPPs as it is the first attempt to establish an HRA process considering fire effects.

Key Words : fire HRA, HFE for fire HRA, PSF for fire HRA, modified K-HRA

Copyright©2020 by The Korean Society of Safety All right reserved.

1. 서론

원자력발전소(이하 원전)에서의 화재 사건은 원자로 정지를 유발함과 동시에 안전 정지 또는 사고 완화 기능을 수행하는 다수의 기기를 동시에 손상시킬 수 있다. 원전에 대한 화재방호(fire protection)는 화재의 위험과 이로 인한 안전 관련 기기의 영향을 고려하여 심

층방어개념(화재 예방, 화재 감지 및 진압, 안전정지)으로 설계되어 운영되고 있다. 미국 원전들은 가동 원전 중 42호기에서 성능기반 화재방호 규제 요건¹⁻²⁾을 채택하여 NUREG/CR-6850³⁾을 중심으로 화재 PSA⁴⁻⁶⁾(Probabilistic Safety Assessment)를 수행 중에 있다. 국내는 2016년 원자력법의 개정으로, 모든 원전에 대한 사고관리 계획서 제출이 법제화되어 현재 국내 원전에

*한국원자력연구원 리스크·신뢰도평가연구실 책임연구원 (Risk Assessment and Management Research Team, Korea Atomic Energy Research Institute)

대해 화재 PSA가 수행 중에 있으며 국내 원전 케이블 데이터가 구축이 완료되는 시점에는 NUREG/CR-6850 기반 화재 PSA 방법이 적용될 것으로 예상된다.

PSA를 수행하기 위해 요구되는 신뢰도 데이터 중 하나인 인적오류확률(HEP; Human Error Probability)을 정량화하는 인간신뢰도분석(HRA; Human Reliability Analysis)은 화재 PSA에서도 요구되고 있으며 NUREG/CR-6850에도 화재 HRA 방법이 기술되어 있다. 그러나 NUREG/CR-6850에는 화재 상황하에서의 상세 HEP 도출방법이 제시되지 않고 있다. 이를 보완하기 위해 미국 NRC (Nuclear Regulatory Commission)와 EPRI (Electric Power Research Institute)는 NUREG/CR-6850의 화재 HRA 방법을 보다 구체화한 NUREG-1921⁷⁾ 및 Supplement 1⁸⁾을 발간하였다.

국내 원자력발전소의 내부사건 PSA 수행 시 사용된 HRA 방법은 한국원자력연구원에서 개발한 K-HRA⁹⁻¹⁰⁾ 방법이다. K-HRA 방법은 THERP¹¹⁾ 및 ASEP¹²⁾ HRA 절차서를 기반으로 국내 PSA 관련 기관 HRA 전문가들의 의견을 반영하여 2005년도에 개발되었다. 이후 국내 원전의 시범적용을 시작으로 2013~2015년에 수행된 국내 전 원전의 전출력(full power operation) 및 정지/저출력 운전 내부사건 PSA에 사용되었다. 국내 원전 내부사건 PSA에 적용된 HRA 방법이 K-HRA 방법이기 때문에 국내 원전의 화재 PSA 수행을 위해서는 K-HRA 방법을 토대로 한 화재 HRA 절차 개발이 필요하다. K-HRA 방법과 상이한 다른 HRA 방법을 사용하면, 원전 PSA 및 HRA 결과의 적용과 활용 측면에서 일관성(consistency)과 통일성을 유지하기 어렵기 때문이다.

국내 전출력 원전 화재 HRA 수행을 위한 절차가 개발되어 있지 않은 상황에서, 국내 원전의 화재 PSA 시범분석에는 화재로 인해 운전원의 스트레스 증가 등으로 HEP 값은 증가할 것이라는 판단 하에 K-HRA 기법을 적용한 기존 내부사건 HEP 값의 10배 혹은 100배 값을 사용하였다¹³⁾. 그러나 인적실패사건 선정이나 HEP 정량화에 다양한 화재 상황을 고려하지 않아 기존 내부사건 PSA를 위한 K-HRA 방법론과 같이 화재 PSA를 위한 체계적인 절차 개발의 필요성을 인식하게 되었다.

본 논문의 목적은 국내 원전 전출력 화재 PSA에 적용하기 위한 화재 HRA 절차 개발이다. 이를 위해 전출력 화재 HRA 개발을 위한 가정 사항 도출 및 화재 HRA 현안을 도출하였으며(2장), NUREG-1921에 기술되어 있는 화재 HRA 방법의 프레임워크를 토대로 국내 원전 환경과 K-HRA의 적용성을 고려하여 화재 HRA 절차를 개발하였다(3장). 다음으로 국내 원전의 화재 상

황 및 영향을 반영하여 K-HRA의 HEP 평가를 위해 요구되는 항목의 요건 및 수준 선정 규칙을 수정하였으며(4장), 이로부터 화재를 고려한 HEP 정량화 시범분석을 수행하였다(5장).

2. 국내 원전 적용 화재 HRA 절차 개발 개요

서론에서 기술한 바와 같이 본 연구의 목적은 국내 원전의 PSA 수행 시 HRA 분석에 사용한 K-HRA 기반의 화재 HRA 절차 개발에 있다. 화재 HRA는 기존 PSA를 위한 HRA와 방법론 및 절차와 유사하다. 단 기존 내부사건 PSA를 위한 HRA에서는 원전의 화재 발생으로 인한 운전원의 상황을 고려하지 않아 개발된 화재 HRA 절차에서는 화재 상황을 고려하는 것이 핵심 사항이다. 즉 내부사건 PSA를 위한 HRA 방법론인 K-HRA에서 고려하는 인적행위 및 성능영향인자(PSF; Performance Shaping Factor)에 화재 상황을 반영하는 것이 주요 연구 목적이다.

이를 위하여 Fig. 1에 기술한 바와 같이 K-HRA 방법론 검토 외에 NRC와 EPRI의 화재 HRA 방법론 관련 공동연구 결과인 NUREG-1921 및 NUREG-1921 Supp. 1과 국내 원전의 화재 절차서 및 화재 대응 조직 체계 등을 검토하였다. 또한 현장 운전 전문가와의 면담으로부터 국내 원전 화재 발생시 MCR (Main Control Room) 운전원의 행동 특성을 포함한 화재 HRA에서 고려하는 추가적인 요소에 대한 의견을 수렴하였다.

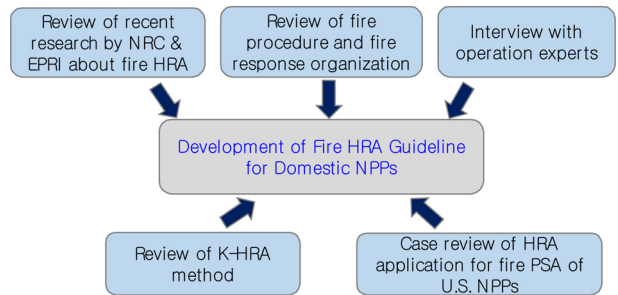


Fig. 1. Main review items for development of fire HRA procedure for domestic NPPs.

이를 바탕으로 국내 원전 화재 HRA 절차 개발을 위한 가정 사항과 기존 K-HRA 방법론에 추가적으로 반영이 요구되는 화재 영향에 대한 HRA 고려 사항을 도출하였다. 국내 원전 화재 HRA 절차 개발을 위한 가정 사항은 NUREG-1921에 기술된 가정 사항과 유사하여 본 논문에서는 생략하였으며, 본 논문에서는 K-HRA 방법에 반영이 요구되는 화재 영향을 고려한 HRA 현안을 기술하였다.

- 기존에 고려하지 않은 화재 시 요구되는 새로운 운전원 행위
 - 화재 절차서에 기술되어 있는 운전원의 화재 대응 직무
 - 화재 대응 전략 관련 운전원 행위
 - 운전원이 화재로 인한 허위 계측 값에 “실제”인 것처럼 응답할 가능성(undesired operation) 고려
- 화재로 인한 환경을 고려한 PSF
 - MCR 내부 및 현장의 이동 경로 중 운전원에 미치는 연기와 열, 독성 가스 등의 화재 영향
 - 자가 호흡 장치(SCBA; Self-Contained Breathing Apparatus)를 포함한 보호 장비가 운전원의 수행도에 미치는 영향(통신 장비 포함)
- 화재로 인한 상황의 복잡성
 - 화재의 규모, 위치 및 지속 시간 등의 다양성이 계통 및 기능에 미치는 영향
- 다양한 운전원 행위 유형
 - 현장 작업 및 복합적인 직무의 개수 증가
- 기타 PSF 또는 영향 요인
 - RSP (Remote Shutdown Panel) 설계

이상 기술한 HRA 현안과 관련하여 운전원 행위 소요 시간 추정에 대해서는 국내 원전 운전 전문가 의견을 토대로 다음과 같이 가정하였다.

- 원전 화재 발생시 STA (Shift Technical Advisor)가 화재 현장에 도착하여 화재를 인지하고 초동소방대에 연락한 시간을 평균 10분으로 가정하고, 다시 MCR로 복귀하는 시간은 최대 20분으로 가정한다.
- 화재 시 STA가 현장 출동 이후 MCR로 복귀한 후 정상업무 수행 시작시간은 보수적인 관점에서 30분으로 가정하고 30분 이내로 예상되는 경우는 운전원 면담이나 walk-through 등으로부터 데이터를 입수하여 판단한다.
- 화재로 인해 운전원이 SCBA나 방호복 등을 착용을 하는 경우, 5분의 소요 시간을 가정한다.

3. K-HRA 기반 화재 HRA 절차

본 연구에서 개발한 국내 원전 전출력 대상 화재 HRA 절차는 NUREG-1921의 절차와 체계는 유사하나 국내 원전의 환경과 K-HRA 방법론을 고려하여 개발되었다. 개발된 절차는 원자력 유관 기관 (㈜미래와도전, ㈜액트 및 KEPCO E&C)의 HRA 및 인간공학 업무 수행 유경험자 4인으로 구성된 전문가 검토 그룹으로

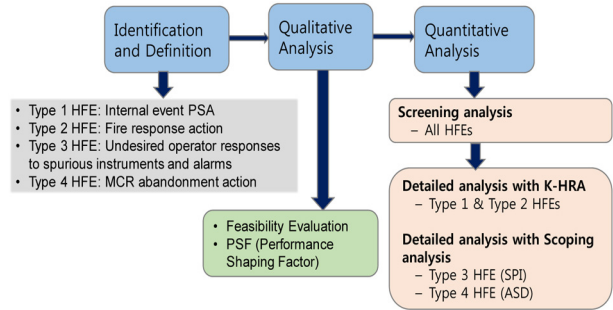


Fig. 2. Fire HRA process for full power operation of domestic NPPs.

부터 서면 검토 및 자문회의를 통해 자문 의견을 반영하여 완성하였다. Fig. 2는 본 연구에서 개발한 전출력 화재 HRA 절차의 개략도이다. Fig. 2에 나타나 있듯이 개발된 HRA 절차는 인적실패사건 정의, 정성분석 및 정량분석으로 이루어졌다.

3.1 인적실패사건 정의

화재 HRA에서 다루는 인적실패사건(HFE; Human Failure Event)의 범위는 발전소 정지 이후의 사고 후 인적오류이다. NUREG-1921에서는 화재 HRA의 HFE를 정의하기 위해 세 가지 유형의 HFE (Type 1: 기존 내부사건 PSA에서 고려한 HFE 중 화재사건 사고경위에 포함된 HFE, Type 2: 화재로 인한 새로운 HFE, Type 3: 계측기 오신호로 인한 바람직하지 않은 행위 관련 HFE)로 분류하였다. 본 연구에서는 NUREG-1921에서 제시한 HFE 유형을 토대로 화재 HRA에서 고려하는 HFE를 네 가지 유형으로 구분하였다:

- Type 1 HFE: 기존 내부사건 PSA에서 고려한 HFE 중 화재사건 사고경위에 포함된 HFE
 - 예, 충전 및 방출 운전 관련 HFE 및 SIAS (Safety Injection Actuation Signal) 수동 작동 HFE 등
- Type 2 HFE: 화재 상황으로 유발되는 새로운 인적 행위와 관련한 HFE (MCR을 포기하는 상황 제외)
 - 예, 다중오동작 등의 사고 완화를 위해 현장에서 수행되는 운전원수동조치(OMA; Operator Manual Action) 관련 HFE 등
- Type 3 HFE: 계측기 오신호로 인한 바람직하지 않은 행위 관련 HFE
 - 예, 잘못된 계측기 정보로 SIAS (Safety Injection Actuation System) 수동 작동 HFE 등
- Type 4 HFE: 화재시 운전원의 MCR 거주성 어려움과 C&C (Command and Control) 불가능으로 인해 MCR을 포기하는 상황(MCRA; Main Control Room Abandonment)에서 유발되는 인적 행위와 관

련한 HFE

- 예, MCR에서 RSP로의 스위치 전환 관련 HFE, 손상 기기 등의 오동작이나 기능상실에 대한 회복행위관련 HFE 등

본 연구에서 NUREG-1921과 달리 네 가지 유형으로 구분한 이유는 다음과 같다. NUREG-1921에서 제시한 ‘Type 2’는 화재 상황을 고려한 새로운 인적행위로 여기에는 MCR을 포기하고 RSP로의 이동과 관련한 인적행위가 포함되어 있다. MCR 거주의 포기 결정 및 포기 결정 후의 인적행위는 MCR과 RSP의 환경 차이로 운전원의 행위에도 차이가 발생한다. 한편 본 논문의 3.3에서 기술한 선별분석에서도 NUREG-1921은 화재로 인한 새로운 HFE와 MCRA 관련 HFE를 분류하여 후자의 선별분석 값을 높게 제시하였다. 따라서 본 연구에서는 MCR을 포기 결정 이후 RSP로 이동 및 이동 후의 운전원 행위와 관련한 HFE를 따로 분리하였다.

3.2 정성분석 (Qualitative Analysis)

정성분석의 요소 중 하나인 타당성 평가(feasibility evaluation)는 고려하는 운전원 행위가 화재로 인한 초기사건의 대응 맥락에서 실제 수행될 수 있는지에 대한 여부를 판단하는 것이다. 타당성 평가를 위한 요소는 아래 기술하였으며 모든 요소가 만족이 되어야 해당 운전원 행위가 고려될 수 있다.

- 직무 수행을 위한 충분한 시간 여유(sufficient time)
- 충분한 인력(sufficient manpower)
- 초기 상황 인식을 위한 단서(cue) 정보의 가용성
- 절차서에 명시된 행위 혹은 훈련된 행위 (skill-of-craft 포함)
- 위치의 접근 가능성
- 필요 장비 및 도구의 이용가능성 및 접근 가능성
- 관련 기기의 운전 가능성

한편 화재로 인하여 MCRA HFE의 정성분석을 기술한 NUREG-1921 Supp. 1에는 RSP로 이동한 후에는 RSP 설계 특성에 따라 MCR에서와 달리 cue 정보 제공 및 기기 조작의 가능성 유무에 따라 운전원이 현장에 이동을 하는 경우가 존재하므로 이로 인한 요소들이 추가로 고려되어야 한다고 기술되어 있다. 이를 위해 MCRA 관련 인적행위의 타당성 분석에 다음의 요소를 추가적으로 고려하였다.

- Command and control (관련 staffing, cue 정보 및 절차서 포함)
- 통신장비의 가용성

3.3 정량분석

기존 K-HRA를 적용한 국내 원전 대상 내부사건 HRA의 정량분석에는 선별분석과 상세분석으로 구성된 2단계 분석을 수행하였다. 즉, 모든 HFE에 대해 보수적인 HEP 값을 적용하는 선별분석을 수행한 후, 선별되지 않은 HFE에 대해서 상세분석을 수행하였다. NUREG-1921에서는 선별분석과 상세분석 외에 새로운 개념의 Scoping 분석을 도입하여 필요시 정량화 분석에서 적용할 수 있도록 제안하였다. Scoping 분석은 운전원 행위를 네 가지 유형의 분석 범주(‘in MCR’, ‘ex-MCR’, ‘alternate shutdown’, ‘spurious instrumentation’)로 나누고 각각에 대해 주요 PSF 항목만 고려하여 순서도 (flow chart)와 참조표 (look up table)을 참조하여 해당 HFE에 대응하는 HEP 값을 사용하게 된다. Scoping 분석의 HEP 값은 선별분석에 사용되는 HEP 보다는 덜 보수적인, 상세분석의 HEP 보다는 보수적인 값을 적용하고 있다.

본 연구에서 개발된 화재 HRA 절차는 내부사건 HRA에서 적용한 2단계 정량화 분석 절차를 따르나 앞에서 정의한 네 가지 유형의 HFE 중 Table 1과 같이 일부 HFE에 대해 K-HRA를 적용한 상세분석 대신 Scoping 분석을 적용하였다. K-HRA 방법은 내부사건 PSA를 수행하기 위해 개발된 방법으로 원자로 정지 후 비상절차서에 따른 발전소를 안전하게 정지시키는 과정에서 필요한 계통의 운전이나 조작 및 자동 작동하는 기기나 계통에 이상이 있을 경우에 수동으로 조치하는 행위 등을 포함하고 있다. 즉, 기존의 K-HRA는 화재로 인한 특별한 경우에 해당되는 Type 3 HFE 및 Type 4 HFE는 고려되지 않았다. 본 연구에서는 undesired operation과 관련한 Type 3 HFE와 MCRA 관련 Type 4 HFE에 대해서는 Scoping 분석으로 상세분석을 대체하였다.

Table 1. Quantification process for fire HRA of domestic NPPs

Type of HFE	Step 1 Quantification	Step 2 Quantification (Detailed Analysis)
Type 1 HFE	Screening analysis	Quantification with K-HRA method
Type 2 HFE		
Type 3 HFE		Quantification with Scoping analysis by NUREG-1921
Type 4 HFE		

선별분석

선별분석을 위한 HEP 값은 상세분석이 필요한 HFE가 선별분석에서 제거 될 가능성이 없도록 보수적인 값을 적용한다. 국내 원전 대상 전출력 화재 HRA 수행

Table 2. Comparison of screening criteria

Set	NUREG-1921	Fire HRA developed for Korean NPPs
1	similar to internal events HFE but with some fire effects	Type 1 HFE (Except for Type 1 HFEs belonging to Set 2 and 3)
2	similar to Set 1 but with spurious equipment or instrumentation effects in one safety-related train or division	Type 1 HFE with spurious equipment or instrumentation effects in one safety-related train or division
3	new fire HFEs or prior internal events HFEs needing to be significantly modified as a result of fire conditions	① Type 2 HFE or Type 3 HFE ② Type 1 HFE needing to be significantly modified as a result of fire conditions
4	alternate shutdown (including MCR abandonment)	Type 4 HFE

을 위한 선별 값으로는 NUREG/CR-6850에서 제안한 선별분석 규칙과 HEP 값을 바탕으로 하고 있다. 기존 NUREG-6850에서 제안한 선별분석을 위해 구분한 네 개 범주(set)는 NUREG-6850의 기 정의된 HFE 유형과 일대일 대응이 되지 않아 혼동을 유발 할 수 있다고 국내 HRA 전문가 그룹에서 공통된 의견으로 제시되었다. 이를 보완하기 위하여 본 연구에서는 각 범주의 설명을 본 연구에서 제안한 HFE 유형을 도입하여 기술하였다. 즉 Table 2에 정리한 바와 같이 본 연구에서 수정한 선별 기준의 정의는 기본 개념은 NUREG-1921과 동일하나 네 개 유형의 HFE를 활용한 정의로 개선하여 HRA 수행자에게 보다 명확한 기준을 제공하였다.

한편 본 연구에서는 선별분석의 long-term과 short-term의 구분 시간을 화재 진압 시간에 대한 최근 실험 결과인 FAQ-08-0050¹⁴⁾의 내용을 반영하여, 60분에서 70분으로 변경하였다. Long-term의 정의는 원전 화재 발생 이후 진압이 거의(99%) 완료된 시점 이후이며, NUREG/CR-6850에서 제시한 화재진압률 표에서는 “모든 화재(All fire)” 범주의 99% 진압 시간이 60분인 실험 결과를 적용하였다. 그러나 이후 발간된 FAQ-08-0050에서는 “All fire” 범주의 99% 진압 시간이 70분으로 수

정되었다. NUREG-1921은 화재진압률 표는 FAQ-08-0050의 결과를 적용하였으나, 선별분석 기준은 이전 결과인 60분을 적용하여 불일치가 존재한다. 이를 수정하여 본 연구에서는 70분으로 정의하였다. 이상 언급한 내용을 바탕으로 수정한 선별분석 기준을 다음 Table 3에 정리하였다.

상세분석

선별분석 수행 후 상세 분석 대상으로 판별된 HFE에 대해 상세분석을 수행한다. 앞에서 언급한 바와 같이 상세분석이 요구되는 HFE 중, Type 1 HFE와 Type 2 HFE는 K-HRA 방법론을 적용하여 상세분석을 수행하고 Type 3 HFE와 Type 4 HFE는 NUREG-1921에서 제안한 Scoping 분석으로 정량화 상세분석을 대체한다.

K-HRA 방법을 적용하여 국내 원전 대상 화재 HRA의 정량화 상세분석 방안을 정리하면 다음과 같다.

- 대상: Type 1 HFE와 Type 2 HFE의 정량화 상세분석에 적용
- 절차: 정량화 방법 및 절차는 K-HRA 프레임 적용
- K-HRA 수정 방안: K-HRA에서 제공하는 PSF의 수준 및 결정규칙은 국내 원전의 화재 현상 및 영향을 반영하여 수정 후 적용

K-HRA에서 인적실패사건은 진단직무와 수행직무로 구분하고 이들 각각의 직무에 대해 진단오류확률(DEF; Diagnosis Error Probability)과 수행오류확률(EEP; Execution Error Probability)을 평가하여 HEP를 산출한다. 또한 Fig. 3과 같이 DEF와 EEP 계산에 인적행위에 영향을 미치는 다양한 PSF를 고려한다.

화재의 영향이 고려되지 않은 기존 K-HRA의 PSF 항목에 화재의 영향을 반영하기 위한 방안으로, NUREG-1921에 기술된 화재의 영향을 고려한 HRA 현안과 국내 원전 화재절차서의 내용을 검토하여 K-HRA의 수정을 위한 화재 영향은 다음과 같다.

Table 3. Modified criteria for screening analysis of fire HRA

Screening Criteria	Short-Term		Long-Term	
	Definition	Value	Definition	Value
Set 1: Type 1 Type 1 HFE (Except for Type 1 HFEs belonging to Set 2 and 3)	Required within 70 min. of fire/trip	10x internal events HEP	Performed ~70 min. after fire/trip (fire effects no longer dynamic, equipment damage understood, and fire does not significantly affect ability of operators to perform action)	Same as internal events HEP
Set 2: Type 1 HFE with spurious equipment or instrumentation effects in one safety-related train or division		0.1, or 10x internal events HEP, whichever is greater		0.1, or 10x internal events HEP, whichever is smaller
Set 3: ① Type 2 HFE or Type 3 HFE ② Type 1 HFE needing to be significantly modified as a result of fire conditions		1.0		0.1, or 10x internal events HEP, whichever is smaller
Set 4: Type 4 HFE			1.0	

- MCR 외부 화재 시 STA가 초동소방대 출동으로 현장에 간 후 다시 복귀하는 시간 동안의 부재
- 화재가 기기조작을 위한 현장으로의 이동에 영향을 주는 경우, 이동 시간 및 작업 시간의 변화
- 화재로 인하여 cue의 일차적인 계측기가 손상된 경우, 대체할만한 cue나 계측기의 존재 유무
- 화재절차서의 사용으로 절차서 개수의 변화
- 화재절차서 수행에 대한 교육/훈련 방법 및 빈도
- 화재 시 비상호흡기구나 보호 장비 착용 유무
- 화재로 인한 상황의 복잡성
- STA의 부재 및 MCR 거주를 포기하는 상황에서 현장 작업 등으로 MCR 운전원 수의 감소

이상 언급한 화재의 영향을 고려하여 기존 K-HRA의 PSF 항목 중 화재를 고려하여 수정한 내용을 Fig. 3에 요약하였다.

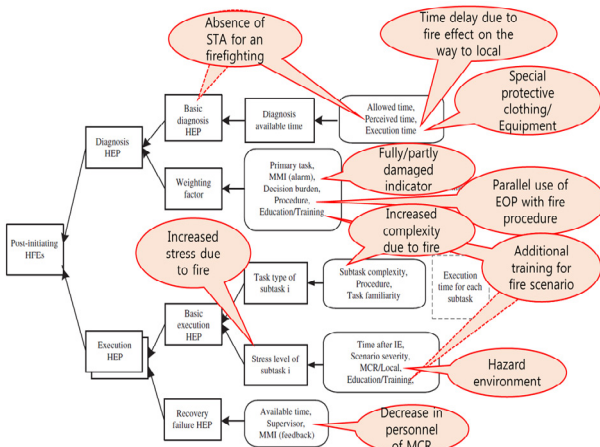


Fig. 3. Overview of the fire considerations on K-HRA PSFs.

4. 화재 영향을 반영한 K-HRA 수정 사항

본 장에서는 내부사건 PSA의 HRA 수행 목적으로 개발된 K-HRA 방법론에 국내 원전의 화재 영향을 반영한 내용을 기술하였다. 국내 원전 화재시의 상황과 화재 영향을 파악하기 위하여 NUREG-1921에 언급된 원전 화재 관련 일반적인 사항과 국내 원전의 화재 비상절차서를 검토하였다. 한편 국내 원전 운전 전문가와의 면담을 통하여 화재시 STA의 현장 출동 시간 등을 포함한 국내 원전의 화재 상황을 구체적으로 반영하였다. 2장에서 언급한 화재 상황의 운전원 행위 관련 소요시간 가정과 본 장의 K-HRA 항목 수정 관련 연구에 참여한 현장 운전전문가는 OPR1000 노형에 대해 20년 이상 MCR 운전 및 연수원 시뮬레이터 교수 이력을 보유한 4명으로, 화재 시 원전 상황에 대한 질문에 대해 서면 응답을 받아 모두 동일한 의견인 답변과 화재 상황에 대해 모두 적절하다고 동의한 의견을 반영하였다.

Table 4는 K-HRA의 DEP와 EEP 평가 항목에 화재의 영향을 반영한 사항 예를 기술하였다. 보다 자세한 사항은 관련 지침서¹⁵⁾에 기술되어 있다. Table 4의 진단 오류 관련 항목 중 ‘Cue 인지시점(Perceived time)’의 경우, 기존 K-HRA 방법에서 정의는 cue 발생 시점 후 약 1분 정도의 인지 지연시간을 가정하였으나, 개발 화재 HRA 절차에서는 ‘Cue 인지시점’ 항목에 화재로 인하여 MCR내 STA의 부재로 인한 영향을 반영하였다. 즉 화재로 인한 원자로 정지 이후 STA의 부재 동안 비상절차서의 ‘안전기능 상태점검’ 사항의 STA 고유 진단 업무에 미칠 영향을 다음 Fig. 4와 같이 반영하였고 이에 대한 Cue 인지시점 규칙을 Fig. 4 다음에 기술하였다.

Table 4. Example of modification of K-HRA PSFs for DEP and EEP to reflect fire effects

DEP or EEP	Factor	Existing Rules	Revised Rules to Reflect Fire
DEP	Cue perceived time	• Cue occurrence time+1 minutes	• Time of cue perceived should be modified considering the following (by HRA experts opinion) - Diagnosis task (whether the task is STA’s own diagnosis task or not) - Cue occurrence time
	Basic DEP	• Calculate it using the DEP function provided by THERP as a function of diagnostic available time	• Modification of the DEP function to reflect reduced number of MCR operators due to the STA’s absence to command fire brigade (by operation experts opinion) and a time for a stabilization after returning to the MCR (by HRA experts opinion) should be required
EEP	MMI	• Good/Average /Poor according to the MMI design level for feedback	• If all applicable instruments are damaged, it is not considered in fire HRA as this can be implemented in fire PSA model (by Fire PSA model developed by KAERI) • In case of partial damage to the instrument caused by fire, the MMI level should be lowered by one level (by HRA experts opinion)
	Recovery - Supervision	• Yes/No according to the other operator or supervisor’s confirm of a component manipulation result	• In case of MCRA, the number operators can be reduced for a component manipulation due to local work (by operation experts opinion) • Criteria for ‘No’ should be modified (by HRA experts opinion) - For the case that there is no process of supervision

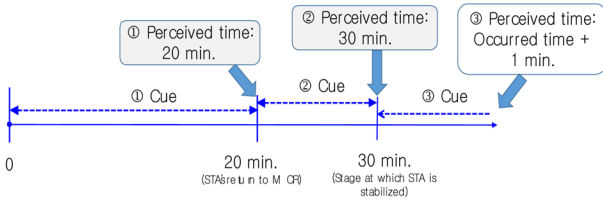


Fig. 4. 'Perceived time' by time and condition to reflect fire effect.

- ① 화재 발생 이후 20분 이전에 STA 고유 진단 cue 발생: STA가 현장 출동 후 MCR로 돌아온 이후 해당 cue를 인지한 것으로 가정하여 'Cue 인지시점'을 20분으로 산출
- ② 화재 발생 이후 20분 이후부터 30분 이전에 STA 고유 진단 cue 발생: STA가 화재 보고 업무 및 안정화를 위해 가정한 10분을 고려하여 'Cue 인지시점'을 30분으로 산출
- ③ 화재 발생 이후 30분 이후에 cue가 발생한 경우: 기존 K-HRA의 규칙과 동일한 'Cue 발생시간 + 1분'으로 산출

예를 들어, 화재 발생 후 STA의 고유 진단 업무 cue가 15분에 발생하였다면 이때 'Cue 인지시점'은 Fig. 5에 의해 20분으로 산출한다.

지금까지 기술한 'Cue 인지시점'의 화재를 반영한 수정 사항은 화재로 인한 원자로 정지 후 30분 이내 cue가 발생하고, 해당 cue가 STA의 고유 진단 업무인 경우에 해당된다. 그러나 STA의 고유 진단 업무가 아닌 경우라도 STA의 부재 동안 MCR 내 운전원 수는 감소하고 줄어든 인원수로 인한 진단 품질의 저하 가능성을 고려할 필요성이 NUREG-1921에 언급되어 있으며 국내 운전 전문가의 면담을 통해서도 확인이 되었다. 본 연구에서는 MCR 운전원 수가 한 명 감소한

상황의 진단 업무 품질의 저하 가능성을 DEP 평가에 반영하였다¹⁵⁾.

5. 정량화 시범분석

본 장에서는 본 연구에서 개발된 화재 HRA 절차를 이용하여 수행된 HEP 정량화 시범분석 결과를 기술하였다. 본 시범분석에서는 화재 PSA 모델¹³⁾에 포함된 모든 HFE에 대해 선별분석을 수행하였고, 선별되지 않은 HFE 중 특정 HFE에 대해 K-HRA를 활용하여 상세 분석을 수행하였다. 본 장의 시범분석 과정과 정량화 결과도 2장에서 언급한 원자력 유관기관의 HRA 전문가 집단의 자문회의를 통한 검토과정을 거친 후 최종적으로 수정하였다.

5.1 선별분석

본 연구에서는 선별분석 수행을 위해 Table 3의 선별분석 기준을 적용하였다. Table 3에서 Set 2의 기준인 '화재로 인해 안전 관련 계통의 1개 트레인의 기기나 계측기 오동작'은 화재의 발생 장소 및 크기 등에 따라 변화하는 것이고 이를 기기별로 판단하여야 하는 상황이어서 이는 선별분석의 근본 취지와 맞지 않다. 따라서 본 연구의 선별분석에서는 내부사건 PSA 모델에 존재하는 HFE 중 화재 PSA 모델에도 적용되는 HFE에 대해서 보수적으로 Set 1의 기준 대신 Set 2의 기준을 적용하였다. 한편 내부사건 PSA의 HFE 중 화재 PSA 모델에 적용되는 HFE 중에서 기기 조작과 관련된 주변 화재를 고려한 HFE (예를 들어, 기존에 모델 되어 있는 대체교류발전기의 기동실패 관련 HFE의 경우, MCR 내부에 화재가 발생한 상황에서의 대체교류발전기 기동실패 HFE를 따로 분리하였음)에 대해서는 Set 3의 기준을 적용하였다. 참조노형의 화재 PSA

Table 5. Example of screening analysis

HFE Name	HFE Description	HFE Type	Applied Set Type	HEP for Screening Analysis	Screening Analysis Result	Additional Explanation
SDOPHEARLY	Operators fail to perform F&B (Feed & Bleed) operation (early)	Type 1	Set 2	2.19E-01	Need detailed analysis	Application of Set 2 instead of Set 1 as same HFE used in an internal event PSA
SDOPHEARLY-ABN	Operators fail to perform F&B (Feed & Bleed) operation (early) - MCR fire - Abandonment	Type 1	Set 3	1.00E+00	Screened out	Modification of existing HFE to reflect fire
SDOPHEARLY-MCR	Operators fail to perform F&B (Feed & Bleed) operation (early) - MCR fire	Type 1	Set 3	1.00E+00	Need detailed analysis	Modification of existing HFE to reflect fire
CSOPH-REC-FIRE-A	Operator fails to perform recovery action of RWT (Refueling Water Tank) deletion due to fire	Type 2	Set 3	1.00E+00	Need detailed analysis	New HFE not modeled in existing internal event PSA
SWITCH-H	Abandonment decision failure and human action failure for transfer switch	Type 4	Set 4	1.00E+00	Screened out	New HFE related to MCRA

모델에 포함되어 있는 91개의 HFE 대상으로 선별분석을 수행한 결과, 정량적 선별기준 (노심손상빈도 >1.0E-7/yr)보다 크게 나온 사고 경위는 36개이고, 이에 포함된 HFE는 6개가 도출되었다. Table 5는 선별분석 과정과 결과의 예를 나타내고 있다.

5.2 K-HRA를 적용한 상세분석 (시범분석)

기존 내부사건 PSA에서의 HRA 상세분석 결과에 화재를 반영한 다양한 상황 변화를 반영하여 HRA 상세분석을 수행하였다. 앞에서 언급한 바와 같이 선별분석 결과 6개의 HFE가 상세분석이 요구되었으며, 6개 모두 Type 1과 Type 2 HFE로 도출되었다. 본 논문에서는 6개 HFE 중 두 건에 대해 상세 정량화 분석 과정을 기술하고 내부사건 PSA에서의 상세 정량화 분석 결과

와 비교하였다.

본 연구에서는 화재 시나리오 분석을 통하여 분석 대상 HFE와 관련한 모든 계측기의 건전성이 확인되지 않은 경우, 화재로 인하여 해당 지역의 계측기는 부분 손상이 되었음을 가정하였고 화재로 인한 계측기 전체 손상의 경우는 PSA 모델에 포함하였다.

Table 6은 화재 PSA 정량화를 위해 선별분석 수행 후 도출된 HFE 중 내부사건 PSA에서도 고려한 초기 F&B (Feed&Bleed) 실패 HFE인 ‘SDOPHEARLY’와 동일한 HFE에 대해 MCR내 화재 발생 상황의 ‘SDOPHEARLY-MCR’에 대한 정량화 상세분석 과정 중 기존의 내부사건 PSA에서의 정량화 상세분석¹⁶⁾과 차이나는 항목을 정리하였다. Table 6의 국내 원전 화재 상황 관련 시간 정보는 운전전문가와의 면담 자료를 토대로 작성하였

Table 6. Example of case study for detailed analysis

HEP	Category	Item	HFE			Description
			SDOPHEARLY (internal event)	SDOPHEARLY (fire)	SDOPHEARLY-MCR (fire)	
Diagnosis Error Probability	Basic DEP	Task allowable time	53 min.	53 min.	53 min.	Same as the time considered for internal event PSA
		Cue occurrence Time	10 min.	10 min.	10 min.	Same as the time for internal event PSA
		Cue perceived time	11 min. (1 minutes after cue occurrence)	13 min. (3 minutes after cue occurrence)	15 min. (5 minutes after cue occurrence)	Fire outside MCR: additional delay time (2 min.) due to partial damage to the instruments Fire inside MCR: additional delay time due to partial damage to the instruments and confusion in concentration of operators
		Time for wearing SCBA	N/A	N/A	5 min.	SCBA wearing time is considered only in case of fire inside MCR
		Diagnosis available time	39 min.	37 min.	29 min.	Internal event HRA: 53-11-3 (execution time) Fire outside MCR: 53-13-3 (execution time) Fire inside MCR: 53-15-5-3 (execution time)
		Basic DEP	5.62E-03	8.17E-03	1.84E-02	Fire outside MCR: modified diagnosis HEP curve function was applied to 17 minutes, which is a portion of the absence of STA after cue perceiving and for the remainder of the diagnosis remaining time, the existing function was applied Fire inside MCR: modified diagnosis HEP curve function was applied to the diagnosis available time
	PSF	MMI quality for diagnosis	High	Medium	Medium	It was adjusted from ‘High’ (existing level) to ‘Medium’ to account for partial damage of instruments for both kinds of cases
		Training/ Education level	Medium	Medium (same as for internal event PSA)	Low	In case of fire inside MCR, it was adjusted from ‘Medium’ (existing level) to ‘Low’ due to the low frequency of training in combination with fire and emergency scenario
		Procedure quality for diagnosis	High	High (same as for internal event PSA)	Medium	In case of fire inside MCR, it was adjusted from ‘High’ (existing level) to ‘Medium’ for the situation where both the fire procedure and the emergency procedure were used.
	DEP			1.85E-03	5.39E-03	1.84E-01
Execution Error Probability	PSF	MMI quality for feedback	High	Medium	Medium	Same as for the ‘MMI quality for diagnosis’
	EEP			2.00E-02	4.00E-02	4.00E-02
Final HEP			2.19E-02	4.54E-02	2.24E-1	DEP + EEP

다. 즉 상세분석에서는 현장 운전원과의 면담을 통한 화재 상황의 이해와 관련 정보 수집이 중요하며 본 시범분석을 위해 15년 이상 OPR1000 노형의 MCR 운전원으로 현재 근무하고 있는 SS (Shift Supervisor) 및 STA와의 면담을 통해 2장과 4장에 기술된 화재 상황의 인적행위 관련 소요시간 가정사항에 대한 재확인 및 MCR내 계측기 부분 손상의 경우와 MCR 내 화재시 'Cue perceived time'의 지연 시간 등에 대한 의견을 반영하였다.

MCR 외부 화재를 고려한 'SDOPHEARLY'의 경우, 화재로 인한 계측기 부분 손상을 고려하여 MMI 수준 이하 및 cue 인지시간의 지연 등으로 인하여 내부사건 PSA의 상세분석 결과(2.19E-02)의 2배 정도 증가한 HEP를 도출하였다. 한편 동일한 HFE에 대해 MCR 내부 화재를 고려한 'SDOPHEARLY-MCR'의 경우는 MMI 수준, 교육/훈련 수준 및 절차서 수준의 저하와 SCBA 착용시간 및 STA는 MCR 내에서 화재 진압에 투입된다는 가정 등에 의한 DEP의 증가로 내부사건 PSA의 상세분석 결과에 비해 약 10배 높고 MCR 외부 화재시의 'SDOPHEARLY'의 상세분석 결과의 약 5배 증가한 결과를 도출하였다.

5. 결론 및 고찰

본 논문의 목적은 국내 원전 전출력 화재 PSA에 적용하기 위한 화재 HRA 절차 개발이다. 본 논문에서 중점적으로 다룬 내용은 다음과 같다.

- K-HRA의 적용성을 고려한 화재 HRA의 현안 도출 및 화재 상황을 고려한 HFE 분류
- 선별분석 관련 NUREG-6850에서 제안한 기준에 본 연구에서 정의한 HFE 반영 및 최신 원전 화재 사건 분석결과 반영
- K-HRA PSF에 국내 원전의 화재 상황 및 영향 반영
- 정량화 시범분석을 위한 선별분석 및 MCR 외부 화재와 내부 화재시의 F&B 운전 실패 HFE에 대한 상세분석

국내 원전 화재 PSA 수행을 위한 화재 HRA 절차가 정립되지 않은 상황에서, 본 연구의 결과는 원전의 화재 HRA 수행자들에게 국내 원전의 화재 영향을 반영한 분석 절차 및 분석에 요구되는 다양한 정의와 기준을 제공하고 있는 점에서 의의가 있다고 할 수 있다. 또한 본 연구에서 제안한 화재 영향을 반영하여 수정된 K-HRA를 활용한 시범분석 내용을 통해, 추후 화재 HRA의 HEP 정량화 수행에 도움을 줄 것으로 기대한다.

본 연구에서는 Type 3 HFE와 Type 4 HFE의 상세분석 방안으로 NUREG-1921에서 제안한 Scoping 분석을 적용하여 HEP를 도출하는 것으로 정립하였다. Scoping 분석을 위해 요구되는 PSF는 K-HRA에서 요구하고 있는 PSF의 일부이며 이로부터 NUREG-1921에서 제공하는 순서도와 참조표로부터 HEP 값을 도출하는 것이어서 세부내용은 본 논문에서 언급하지 않았다.

MCRA와 관련한 Type 4 HFE에 대해서는 NRC와 EPRI의 공동연구로 정량화 관련 보고서¹⁷⁾가 최근 발간되었으며 추후 이를 검토하여 국내 원전의 화재 HRA의 MCRA 관련 HFE의 정량화 상세분석에 반영할 계획이다. 한편 계측기 오신호로 인한 바람직하지 않은 행위 관련 HFE인 Type 3 HFE는 미국의 사례를 봤을 때 해당 HFE 개수가 5개 이내로 도출되고 있으나 화재절차서에 기술된 화재로 인한 오신호 진위여부 파악을 위한 단계에 의해 정성분석에서 거의 제거되는 실정이다. 국내도 화재 구역별로 기기 및 계측기 손상과 이에 대응하기 위한 운전원 행위가 기술된 화재절차서 개발이 진행 중에 있으며, 본 연구에서는 Type 3 HFE 정량화 상세 분석 방법을 따로 개발할 계획은 없으나 원전의 리스크 결과에 영향을 많이 미치게 되면 재고의 필요성은 존재한다. 또한 종속성 분석과 불확실성 분석은 K-HRA의 방법을 적용할 예정이나 종속성 분석의 경우는 필요시 추후 개발을 고려하고 있다. 또한 본 연구는 전출력 화재 HRA 절차를 기술하였으며 추후 정지저출력 상황의 화재 HRA 절차를 개발할 계획이다.

Acknowledgement: This work was supported by Nuclear Research & Development Program of the National Research Foundation of Korea grant, funded by the Korean government, Ministry of Science and ICT (Grant number 2017M2A8A4016659).

References

- 1) US NRC, "Risk-Informed, Performance-Based Fire Protection for Existing Light-Water Nuclear Power Plants", RG 1.205, Revision 1, USNRC, 2009.
- 2) NFPA 805, "Performance-Based Standard for Fire Protection for Light Water Reactor Electric Generating Plants", National Fire Protection Association, 2001.
- 3) US NRC, "Fire PRA Methodology for Nuclear Power Facilities", NUREG/CR- 6850, USNRC, 2005.
- 4) D. I. Kang, Y. H. Jung, S. Y. Choi and M. Hwang, "A Pilot

- Study on the Multiple Spurious Operation Scenario Analyses for the Construction of Fire Events PSA Model”, KAERI/TR-7359/2018, KAERI, 2018.
- 5) D. I. Kang, Y. H. Jung, S. Y. Choi and M. Hwang, “A Study on the Multiple Spurious Operation Analysis in Fire Events Probabilistic Safety Assessment of Domestic Nuclear Power Plant”, J. Korean Soc. Saf., Vol. 33, No. 6, pp. 136-143, 2018.
 - 6) D. I. Kang and K. Kim, “A Study on the Constructions of Fire Events Probabilistic Safety Assessment Model for Nuclear Power Plants”, J. Korean Soc. Saf., Vol. 31, No. 5, pp. 187-194, 2016.
 - 7) US NRC, “EPRI/NRC-RES Fire Human Reliability Analysis Guidelines”, EPRI1023001/NUREG-1921, USNRC, 2012.
 - 8) US NRC, “EPRI/NRC-RES Fire Human Reliability Analysis Guidelines: Qualitative Guidance for Main Control Room Abandonment Scenarios”, NUREG-1921 supplement 1, USNRC, 2017.
 - 9) W. Jung, D. I. Kang and J. Kim, “Development of A Standard Method for Human Reliability Analysis (HRA) of Nuclear Power Plants - Level I PSA Full Power Internal HRA”, KAERI/TR-2961/2005, KAERI, 2005.
 - 10) D. I. Kang, W. Jung and J. Kim, “Development of A Standard Method for Human Reliability Analysis (HRA) of Nuclear Power Plants - Low Power/Shutdown Operation PSA -”, KAERI/TR-2962/2005, KAERI, 2005.
 - 11) A. D. Swain and H. E. Guttmann, “Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications”, NUREG/CR-1278, USNRC, 1983.
 - 12) A. D. Swain, “Accident Sequence Evaluation Program Human Reliability Analysis Procedure”, NUREG/CR-4772, USNRC, 1987.
 - 13) D. I. Kang, K. Kim, S. Jang, H. Lim and J. Yang, “Construction and Quantification of Fire PSA Model for Full Power Operation using a New Fire PSA Method”, KAERI/TR-6475/2016, KAERI, 2016.
 - 14) NFPA, “Non Suppression Probability”, NFPA 805 Transition Pilot Plant FAQ-08-0050, Final, 2009.
 - 15) S. Y. Choi and D. I. Kang, “A Research on Methodology of Fire HRA (Human Reliability Analysis) for Domestic Nuclear Power Plants”, KAERI/TR-7424/2018, KAERI, 2018.
 - 16) J. Kim, J. Park, D. I. Kang and H. Lim “Human Reliability Analysis for the Full-Power Internal Events of Hanul 3&4 Nuclear Power Plants”, KAERI/TR-6193/2015, KAERI, 2015.
 - 17) US NRC, “EPRI/NRC-RES Fire Human Reliability Analysis Guidelines: Quantification Guidance for Main Control Room Abandonment Scenarios”, NUREG-1921 Supplement 2, USNRC, 2019.