

국내 원자력발전소의 화재사건 확률론적안전성평가에서 다중오동작 분석 연구

강대일* · 정용훈 · 최선영 · 황미정

한국원자력연구원 리스크·환경안전연구부

(2018. 10. 1. 접수 / 2018. 12. 10. 수정 / 2018. 12. 11. 채택)

A Study on the Multiple Spurious Operation Analysis in Fire Events Probabilistic Safety Assessment of Domestic Nuclear Power Plant

Dae Il Kang[†] · Yong Hun Jung · Sun Yeong Choi · Mee-Jeong Hwang

Korea Atomic Energy Research Institute

(Received October 1, 2018 / Revised December 10, 2018 / Accepted December 11, 2018)

Abstract : In this study, we conducted a pilot study on the multiple spurious operations (MSO) analysis in the fire probabilistic safety assessment (PSA) of domestic nuclear power plant (NPP) to identify the degree of influence of the operator actions used in the MSO mitigation strategies. The MSO scenario of the domestic reference NPP selected for this study is refueling water tank (RWT) drain down event. It could be caused by spurious operations of the containment spray system (CSS) of the reference NPP. The RWT drain down event can be stopped by the main control room (MCR) operator actions for stopping the operation of CSS pump or closing the CSS motor operated valve if the containment spray actuation signal (CSAS) is spurious actuated. Outside the MCR, it can be stopped by operator actions for closing the CSS manual valves or motor operated valve or stopping the operation of CSS pump. The quantification result of a fire PSA model that takes into account all recovery actions for the RWT drain down event lead to risk reduction by about 95%, compared with quantification result of fire PSA model without considering them. Among the various operator actions, the recovery action for the spurious CSAS operations and the operator action for the manual valve are identified as the most important operator actions. This study quantitatively showed the extent to which the operator actions used as MSO countermeasures have affected the fire PSA quantification results. In addition, we can see the rank of importance among the operator recovery actions in quantitative terms.

Key Words : nuclear power plants, fire event, probabilistic safety assessment, multiple spurious operation

1. 서론

원자력발전소(이하 원전)는 원전의 안전을 위해 안전정지 관련 계통들이 다중성(Redundancy) 개념으로 설계되어 있으며 다중성을 구성하는 기기들은 물리적으로 서로 분리되어 있다. 하지만 기기들의 케이블들이 서로 분리되어 있지 않는 경우, 케이블이 지나가는 지역에서의 화재발생은 회로 고장을 유발시켜 안전계열 기기들을 기능상실하게 하거나 오동작하게 할 수 있다. 비록 안전계통 계열들의 기기들과 연관된 케이블들이 화재방호 측면에서 서로 완전히 분리되어 있더라도 케이블이 지나가는 화재 방화지역(fire area)에서 화재발생 시 케이블 손상으로 인한 회로고장(Circuit Failure)으로

한 계열의 기기가 오동작되어 원자로 냉각재 등이 배수될 수 있다.

원전의 가상 화재에 대한 결정론적 화재 안전정지분석(Safe Shutdown Analysis)과 화재 확률론적 안전성평가¹⁻²⁾(Probabilistic Safety Assessment: PSA)에서, 회로의 단일 오동작은 다루어져 왔지만, 회로의 다중오동작(Multiple Spurious Operation: MSO)은 다루어지지 않았다. 국내 원전에서는 최근 원자력안전위원회 고시³⁾에 따라 케이블 MSO 분석이 포함된 회로분석이 수행 중이다. 최근 수행되는 NUREG/CR-6850⁴⁾ 기반 화재 PSA에서도 MSO가 포함된 화재 PSA를 수행해야 한다.

EGM 09-002⁵⁾에서는 MSO를 하나 이상의 기기나 계통이 원하지 않은 동작을 유발시키는 화재유발 다중

[†] Corresponding Author : Dae Il Kang, Tel : +82-42-868-8639, E-mail : dikang@kaeri.re.kr

Risk · Environmental Safety Research Division, Korea Atomic Energy Research Institute, 111 Daedeok-daero 989beon-gil, Yuseong-gu, Daejeon 34057, Korea

회로 고장이라고 정의한다. 결정론적 화재 안전성분석에서 MSO 분석은, 기본적으로 안전정지에 대한 MSO의 영향을 파악하고 대처방안을 마련하기 위해 수행한다. 화재 PSA에서 MSO 분석은 기기나 계통에 다중오동작이 미치는 영향을 파악하여 화재 PSA에 모델링하고 정량화하기 위해 수행한다. 따라서, 결정론적 분석에서는 화재 안전정지가 불가능하거나 안전정지에 영향을 미치는 LOCA(Loss of Coolant Accident) 사고 등의 시나리오들에만 초점을 두고 있다. 반면에 화재 PSA에서는 기기 기능에 영향을 미치는 모든 화재 시나리오가 분석대상이다.

일반적으로 MSO 분석은 NEI 00-01⁶⁾에 따라 수행된다. NEI 00-01에 따른 MSO 분석은 MSO 일반 분석 목록이 분석 대상 발전소에 적용될 수 있는지의 여부를 검토한다. 다음 기기와 케이블, 관통부 등의 정보가 들어있는 데이터베이스를 이용하여 MSO가 발생할 수 있는 방화지역을 파악한다. 파악된 MSO 분석 목록이 분석 대상 원전에 적용가능할지라도, MSO 관련 기기나 계통 또는 케이블 등이 동일 방화지역에 있지 않으면 MSO는 발생 안된다. 방화지역별 파악된 MSO 시나리오에 대해서는 설계개선, 화재모델링, 운전원 수동조치(Operator Manual Action: OMA) 등의 완화전략(Mitigation Strategy)을 개발해 MSO를 해결한다.

화재 PSA에서 MSO에 관한 기존 연구는 다음과 같다. 화재 PSA를 위한 MSO 시나리오 모델링 방안에 대해, Anoba⁷⁾는 초기사건 유발자(Initiator)만 모델링하는 방안을 제시했다. Lovelace 등⁸⁾도 Anoba와 동일한 방법을 제안했지만 분석 결과가 보수적일 경우 분석결과를 재 검토하라고 언급하였다. 강대일과 정용훈⁹⁾은 MSO가 포함된 화재 PSA 초기사건 고장수목 모델에서, 초기사건 유발자만 모델링한 것과 초기사건 유발자와 가능자(Enabler) 모두를 모델링 한 결과가 동일함을 보였다. Hu Yuehua 등¹⁰⁾은 MSO 시나리오 파악에 전문가 패널 판단기법과 고장수목 방법을 비교하는 연구를 수행하여 고장수목 기법이 화재 PSA에 보다 더 효과적임을 보였다.

결정론적 화재안전성분석 수행시의 MSO에 관한 기존 연구를 살펴보면, NEI⁶⁾에서는 국내.외의 원전 사업자가 MSO 분석시 사용할 수 있는 MSO가 포함된 전기 회로분석 절차 지침서를 발간하였다. 이재호와 김진홍¹¹⁾은 가상원전을 이용한 MSO 분석 절차와 MSO 완화방안으로 설계개선에 관해 연구하였다. 임현태 등¹²⁾은 MSO 분석시 수반되는 전기회로분석시 필수요소를 도출하고 검증방안에 관한 연구를 수행하였다. 김인환 등¹³⁾과 이연승 등¹⁴⁾은 국내 중수로원전에 대한 화재 안

전정지분석 연구에서 중수로원전이 안전정지 할 수 있음을 보였다.

본 연구에서는 MSO 완화전략으로 사용되는 운전원 행위들이 화재 PSA 정량화 결과인 노심손상빈도(Core Damage Frequency: CDF)^{2,9,15)}에 미치는 영향정도를 파악하기 위해, 국내 참조원전을 대상으로 MSO 분석에 관한 시범연구를 수행하였다. 본 연구를 위해 선정된 MSO 시나리오는 핵연료재장수 탱크(Refueling Water Tank: RWT) 배수(Drain Down) 사고이다. 화재로 인한 RWT 배수 시나리오 원인을 파악하고, 파악된 MSO 시나리오의 대처방안인 운전원 행위를 화재 PSA 측면에서 파악하여 PSA에 모델링하고 정량화하였다. 2절에서는 화재사건 PSA 모델 구축과 RWT 배수와 관련된 시나리오, 그리고 격납건물살수계통의 설계 특성을 기술하였다. 3절에서는 파악된 RWT 배수 시나리오에 대한 화재 PSA 모델링과 RWT 배수사고 대처방안인 운전원 행위들, 그리고 정량화 결과를 기술하였다. 끝으로 4절에서는 결론을 기술하였다.

2. 화재사건 PSA 모델 구축과 RWT 배수

2.1 화재사건 PSA 모델 구축

화재사건 PSA 모델 구축과 정량화는 내부사건 PSA 모델을 이용해 수행한다. 원전의 화재로 인한 리스크인 노심손상빈도(Core Damage Frequency: CDF) 식은 일반적으로 다음처럼 표시될 수 있다^{2,9,15)}:

$$CDF = \sum_{k=1}^n CDF_k = \sum_{k=1}^n \%R_k S \%R_k C C D P_k \quad (1)$$

CDF_k = 화재 시나리오 k 또는 화재구역 k의 노심손상 빈도

$\%R_k$ = 화재 시나리오 k 또는 화재구역 k의 화재빈도

$S \%R_k$ = 화재 시나리오 k 또는 화재구역 k의 심각도인자 (severity factor)와 진압실패 확률 (Non-suppression Probability)을 나타내는 심각도

$C C D P_k$ = 화재 시나리오 k 또는 화재구역 k의 조건부 노심손상 확률(Conditional Core Damage Probability)

초기사건을 포함한 모든 고장수목(Fault Tree: FT)이 기기고장 조합으로 이루어져 있다면, 내부사건 PSA 모델을 화재사건 PSA 모델로 변경하는 수정 방법은 다음과 같다^{9,15)}:

$$a \Rightarrow a + \sum \%R_k S \%R_k P(a) \%R_k \quad (2)$$

a: 기기 임의 고장(Random Failure)에 대한 내부사건
PSA 기본사건

P(a)%R_k: PSA 기본사건 'a'에 대한 화재 손상사건

내부사건 PSA에 모델링된 기본사건을 이용하지 않고 별도의 화재사건인 'zero fire damage event'를 내부사건 PSA에 모델링하여 화재사건 PSA 모델을 구축할 수도 있다^{9,15}. 'zero fire damage event'를 사용하는 이유는 화재사건 시나리오 정보와 내부사건 PSA에 모델링된 기본사건들의 매핑(Mapping)작업을 용이하게 하기 위해서이다. 이 경우 식 (2)에서 기기 임의고장에 대한 기본사건은 'zero fire damage event'가 된다. 본 연구에서는 'zero fire damage event'를 사용했다.

2.2 RWT 배수 시나리오

핵연료 재장전수 탱크(Refueling Water Tank: RWT) 내의 봉산수가 화재로 인해 배수될 수 있는 경우는 Fig. 1의 격납건물 집수조(Sump) 격리밸브 (V007/V008)가 열려 RWT 봉산수가 격납건물 집수조로 배수되는 경우와 RWT와 연결된 안전주입 펌프들의 우발적인 동작으로 배수되는 경우이다¹⁵. Fig. 1은 본 연구를 위해 분석대상 원전의 격납건물살수계통 배관도를 간략히 하고 기기번호를 달리 부여한 도면으로 실제 원전과는 차이가 있다. Fig. 1에 나타나 있듯이 격납건물 집수조의 밸브들 V007이나 V008이 화재로 인해 오동작으로 열리더라도, 후단에 있는 역지밸브(Check Valve)

들 때문에 격납건물 집수조로 배수되는 시나리오는 발생될 가능성이 거의 없다. RWT 봉산수는 대기압 상태에 있기 때문에 역지밸브의 고장으로 인한 누설 가능성이 매우 낮기 때문이다.

또 다른 RWT 배수 시나리오의 가능성은 RWT와 연결된 안전주입 펌프들의 오동작으로 인한 것으로 고려 대상 계통은 격납건물살수계통 뿐이다. 고압안전주입 계통(High Pressure Safety Injection System: HPSIS)이나 저압안전주입계통(Low Pressure Safety Injection System: LPSIS)은 발전소 정상운전 중에 이들 계통이 운전되더라도 원자로냉각재 압력이 높기 때문에 원자로냉각재 계통(Reactor Coolant System: RCS)으로 RWT 봉산수가 주입될 수가 없다. 하지만 격납건물살수계통이 오동작 되면 격납건물내로 핵연료 재장전수 탱크 물이 배수될 수 있다.

참조원전의 화재 유발 RWT 배수사고에 적용 가능한 NEI 00-01의 오동작 목록은 16번과 56d번^{6,15}으로 다음과 같다:

- 16번: 격납건물 살수계통 펌프와 모관밸브 오동작으로 인한 기동과 열림
- 56d번: 격납건물 압력계측 오동작으로 격납건물 살수신호 발생

Fig. 1에서 격납건물살수계통 각 계열의 펌프가 기동되고 펌프 후단의 닫혀있는 전동 구동밸브들(V005/V006)이 열리면 RWT 봉산수가 격납건물내로 배수된다.

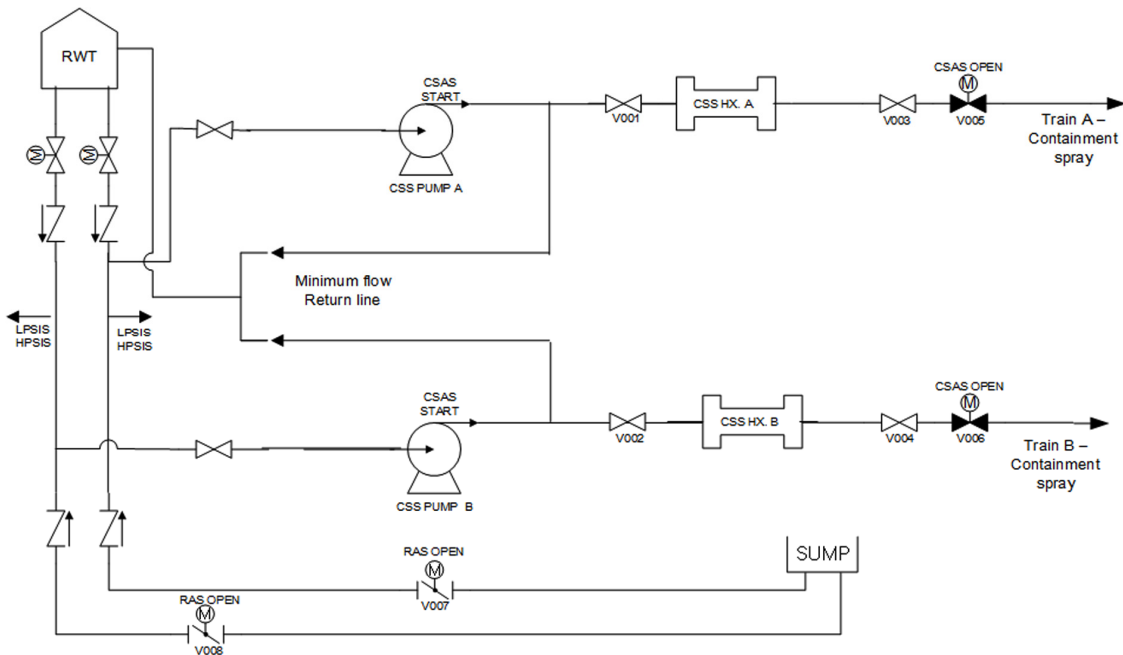


Fig. 1. Simplified diagram of containment spray system for the reference NPP.

펌프 기동과 밸브 열림은 관련 제어케이블의 화재손상으로 인한 오동작과 격납건물 살수신호(Containment Spray Actuation Signal: CSAS) 작동으로도 발생할 수 있다.

2.3 격납건물살수계통 설계¹⁵⁾

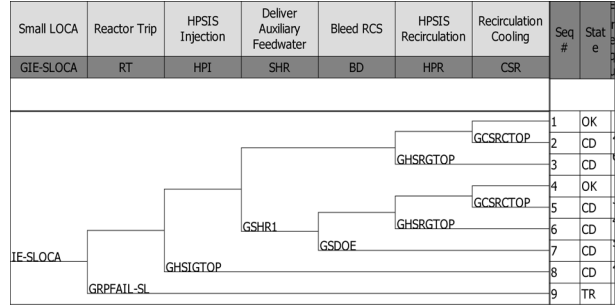
격납건물살수계통은 원자로냉각재 압력경계 또는 격납건물 내부에서의 주증기 및 주급수계통의 배관 파단시 격납건물 상부로 봉산수를 공급함으로써 격납건물내의 온도와 압력을 감소시키며, 핵분열 생성물을 제거하도록 설계되어 있다. 격납건물 살수펌프는 RWT 또는 격납건물 재순환(Recirculation) 집수조에서 취수하여 살수하게 된다.

격납건물 살수 작동신호(CSAS)에 따라 2대의 격납건물 살수펌프가 기동하고 모관격리 전동구동 밸브(V005/V006)가 개방된다. 발전소 출력 운전 중 격납건물 살수계통은 비상 운전을 위해 대기상태로 유지한다. 발전소 기동 및 정지 운전 기간 동안은 출력 운전 모드와 마찬가지로 대기 상태를 유지하며 만약 발전소 정지 운전 기간 중에 1대 혹은 2대의 정지냉각펌프가 운전 불가능할 경우 발전소 냉각 운전을 위해 정지냉각펌프의 보조 역할을 수행한다. 재순환 작동 신호(Recirculation Actuation Signal: RAS)가 발생하면 격납건물 살수 펌프의 입구 유로가 RWT에서 격납건물 재순환 집수조로 전환되며 격납건물 재순환 집수조의 재고량 감소를 방지하기 위해 최소 유량관은 격리된다. 이때 격납건물 재순환 집수조 격리 밸브(V007/V008)는 자동으로 개방된다.

3. 화재 PSA 모델링

3.1 기본 화재 PSA 모델링

화재 PSA에서 RWT 배수와 관련된 주요 사고 시나리오는 소형 LOCA이다. Fig. 2에는 참조원전의 소형 LOCA에 대한 사건수목(Event Tree)이, Fig. 3에는 고압안전주입계통(HPSIS)의 주입실패에 대한 고장수목이 나타나있다. Fig. 3에 나타나 있듯이 화재로 RWT가 배수되는 사건을 기존 내부사건 고압안전주입계통의 고장수목에 추가적으로 모델링하였다. Fig. 4에는 RWT 배수 시나리오에 대한 고장수목이 나타나 있다. 고장수목 구성은 격납건물살수계통 펌프와 전동구동밸브들이 오동작하는 RWT 배수시나리오와 재순환운전을 모델링하였다. RWT가 고갈되면 고압안전주입 및 저압안전주입은 불가능해진다. 하지만 재순환 작동신호가 발생되면 재순환 운전이 가능하기에 RWT 고갈 시나리오에 대한 회복행위로 재순환운전을 위한 집수조라



SHR:secondary heat removal, BD:bleed operation
CD:core damage, TR:transfer to anticipated transient without scram

Fig. 2. Event tree of small LOCA for the reference NPP.

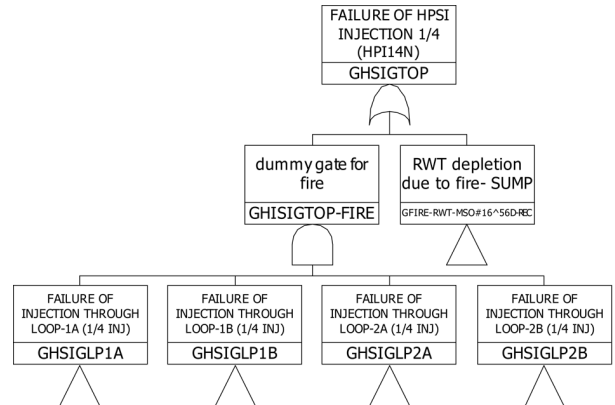


Fig. 3. Fault tree of HPSIS injection for the reference NPP.

인의 개방을 고려하였다. 참조원전의 고압안전주입 재순환 운전은 운전원의 개입없이 자동으로 이루어지는 동작이다.

RWT 배수 시나리오에 대한 기본 화재 PSA 모델링에 대해 정량화¹⁵⁾는 원자로배기계통 밸브들이 오동작으로 인한 소형 LOCA에 대해 수행하였다. 재순환 운전을 고려한 경우와 고려하지 않은 경우의 노심손상빈도 측면에서의 정량화 결과에는 차이가 없었다. 참조원전의 화재 PSA 모델에서 재순환 운전 고려 경우와 고려하지 않은 경우에 정량화 결과가 차이 없는 이유는 살수계통 오동작 유발 주요 원인이 또한 재순환 집수조 격리밸브들(V007/V008)의 오동작을 유발하기 때문이다.

3.2 운전원 회복행위

원전 이상사태나 사고 발생에 대응하는 운전원 행위의 성공가능성은 운전원 행위 수행에 필요한 충분한 시간, 관련 절차서와 단서(Cue) 등을 고려하여 평가한다¹⁶⁾. RWT 배수 사고시 RWT 고갈되기 까지는 많은 시간이 소요되고 RWT 저수위 경보가 울려 운전원이 RWT 배수 사고에 충분히 대처할 수 있다. 참조원전의

RWT 수위와 관련된 신호발생은 다음과 같다¹⁵⁾:

- RWT Low Level 정보
- RWT Low-Low Level
- 재순환작동신호(RAS) 발생

격납건물 살수펌프 설계 용량을 고려한 RWT 고갈까지의 시간은, 즉 재순환작동신호 발생까지의 시간, 격납건물 살수 펌프 1대 운전시 2시간이상, 펌프 2대가 운전시에는 1시간이상이 소요된다. 이 시간은 화재시작 후 격납건물살수계통 관련 케이블들이 손상되어 오동작하는 시간은 고려하지 않았다.

참조원전의 격납건물살수계통 오동작 비정상 운전 절차서에 따르면 격납건물작동신호(CSAS)로 인한 살수계통 오동작 완화방안이 기술되어 있다. 오동작 완화방안은 CSAS를 리셋(Reset)하고 주제어실(Main Control Room: MCR)에서 살수계통 펌프를 정지시키거나 전동구동밸브를 닫는 운전원 행위이다. 다른 RWT 배수에 대한 대처방안은 살수계통 펌프를 주제어실 밖에서 정지시키거나 살수계통 전동구동밸브들을 잠그는 것이다. 펌프는 전원 공급을 차단하고 밸브는 현장에서 개방하도록 한다. 주제어실에서 펌프운전을 정지하거나 펌프후단 전동구동 밸브를 닫는 행위는, 화재로 인한 제어 케이블 기능 상실로 불가능할 수도 있다. 또 다른 RWT 고갈 방지로는 현장에서 펌프 후단이나 열교환기 전단의 수동밸브를 잠그면 된다. 화재 PSA 측면에서 화재모델링이나 회로분석을 제외한 RWT 배수사고의 다중오동작 완화방안은 다음과 같이 정리될 수 있다.

- 화재로 CSAS가 오작동될 경우 주제어실에서 운전원

- 이 펌프를 정지시키거나 전동구동밸브를 닫는다.
- 살수계통 열교환기 전.후단 수동 밸브들 중 하나를 잠그도록 한다.
- 살수계통 펌프를 정지시키기 위하여 펌프의 전원 공급을 차단한다.
- 살수계통 열교환기 후단 전동구동 밸브를 밸브가 있는 현장에서 잠그도록 한다.

Table 1에는 운전원 행위와 관련된 기기 위치 방화지역, 운전원 행위 수행장소, 운전원 행위 수행시 필수적으로 지나게 되는 방화지역이 나타나있다. Table 1의 기기 위치와 운전원 행위 장소, 필수적으로 지나게되는 방화지역 이름은 본 연구를 위하여 참조원전의 방화지역과 다르게 부여하였다.

3.3 개선 화재 PSA 모델링

본 연구에서 파악된 살수계통 오동작으로 인한 RWT 배수 시나리오의 대처방안인 운전원 행위들을 화재 PSA에서 모델링하였다. Table 1의 각 방화지역에서 각 기기들에 대한 RWT 배수 사고 운전원 회복행위는 불가능하다고 가정하였다. 다만 CSAS 오동작 대처행위는 주제어실과 전기기기실(Electrical Equipment Room: EER)에서 수행하기에 운전원 회복행위와 관련된 캐비닛 화재시에만 불가능하다고 가정하였다. 운전원은 주제어실이나 전기기기실 화재시라도 가능한 주제어실을 떠나지 않을 것으로 예상되기 때문이다. Fig. 5와 Fig. 6에 CSAS 운전원 회복행위와 살수 펌프, 전동구동밸브, 수동밸브에 대한 운전원 회복조치가 모델링되어 있다. 이

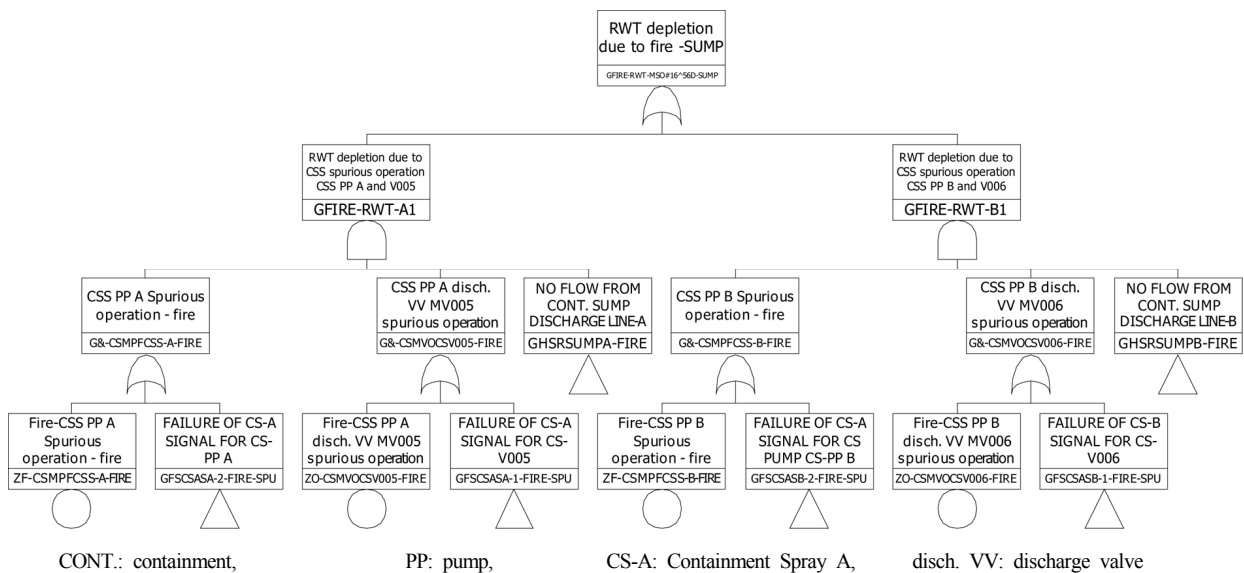


Fig. 4. Fault tree of MSO scenario for fire-induced RWT drain down.

Table 1. Recovery actions for MSO scenarios for RWT drain down

Equipment Name	Equipment(EQ) Description	EQ locations	Locations for recovery actions	Adjacent fire areas for recovery actions
CSAS	Containment Spray Actuation Signal		Main Control Room/Electrical EQ room	Not applicable
CSS PP0A	Containment Spray System (CSS) PP A	F01-A02A	R1-A01A	A1-P01
CSS PP0B	Containment Spray System (CSS) PP B	F01-A02B	R1-A01B,	A1-P01
V005	Containment Spray Heat Exchanger Train -A Isolation motor operated valve	F02-A10A	R2-A10A	A2-A13A
V006	Containment Spray Heat Exchanger Train -A Isolation motor operated valve	F02-A10B	R2-A10B	A2-A13B
V001, V003	Containment Spray System (CSS) Train A manual valve	F03-A05A	R3-A05A	A3-A03A
V002, V004	Containment Spray System (CSS) Train B manual valve	F03-A05B	R3-A05B	A3-A03B

들 인적오류들은 상세히 평가하지 않고 보수적으로 화재시 사고후 인적오류 정량화에 대한 선별치(Screening Value)를 사용해 0.1¹⁶⁾로 평가하였다. 인적오류 평가와 정량화시 사용한 가정사항은 다음과 같다:

- RWT 배수사고 중지 에 대한 운전원 행위들은 화재 비정상절차서에 기술되어 있다.
- 운전원들은 주기적으로 화재 비정상절차서를 이용해 운전원 행위에 대해 훈련을 받고 있다.
- 펌프 차단기 단락, 수동밸브 개방, 전동구동밸브 수동 개방에 대한 경험이 있다.
- RWT 수위 지시계와 관련 케이블이 지나가는 방화 지역들은 Table 1의 운전원 회복행위 방화지역과 상이해 정량화시 별도로 고려하지 않았다.
- 주제어실 밖에서 수행되는 행위들 사이에는 완전 종속성(Complete Dependence)^{16,17)}이 있다. 즉, 하나의 주제어실 밖 운전원 행위가 실패시 추가적으로 수행되는 다른 주제어실 밖 운전원 행위의 인적오류 확률은 1이다. 전체 운전원 여유시간이 1시간이고 하나의 주제어실 밖 운전원 행위 수행시 보수적으로 추정되는 시간은 30분이 소요될 것으로 판단되기 때문이다. 이 경우 하나의 행위 실패후 추가적으로 수행되는 행위가 여유시간 부족으로 불가능할 수 있다.
- 주제어실에서 수행되는 CSAS 오동작으로 인한 RWT 배수 중지 운전원 행위들은 완전종속성이 있다. RWT 배수 중지 행위들은, 즉 CSS 펌프정지나 CSS 펌프 후단 전동구동밸브를 닫는 행위는, 모두 주제어실의 한 벤치보드에서 이루어지기 때문이다. 또한 CSAS 오동작으로 인한 RWT 배수 중지 주제어실내 운전원행위와 주제어실 밖에서 수행되는 행위들 사이에는 중간정도 종속성(Medium Dependence)^{16,17)}이 있다고 가정했다. 즉, 주제어실 운전원 행위가 실패시 추가적으로 수행

되는 주제어실 밖 운전원 행위의 인적오류 확률은 $0.229((1+6*0.1)/7)$ 로 정량화된다. 중간정도 종속성으로 평가한 이유는 수행장소가 상이하고 상세 인간신뢰도분석을 수행하지 않기 때문이다. 낮은 종속성(Low Dependence)으로 평가할 경우 종속성을 고려한 결합 인적오류확률(Joint Human Error Probability)이 종속성을 고려하지 않은 경우보다 낮게 평가되기 때문이다.

Table 2에는 노심손상빈도 측면에서 기본 화재 PSA 모델링 대비 개선 화재 PSA 모델링에 대한 정량화 결과가 나타나 있다. Table 2에서 “+”의 의미는 동시에 고려했다는 의미이다. 예를 들면 “Basic + Recirculation”은 “Basic”과 “Recirculation”을 동시에 고려했다는 의미이다. 즉, ‘Basic’(1번)은 3.1절에서 언급한 RWT 배수 사고 원인들만 고려해 정량화 한 것이고, ‘Basic + Recirculation’(2번)은 ‘Basic’ 모델에 재순환운전을 고려해 정량화한 결과이다. ‘Basic(1번)’에 대한 화재 PSA 정량화 결과를 1로 볼 때 모든 회복행위를 고려한 정량화 결과(7번)는 ‘Basic’과 ‘Basic + Recirculation’ 화재 리스크를 약 95% 저감시킨다. CSAS로 인한 운전원 회복행위는 주제어실

Table 2. Quantification results of fire-induced RWT drain down MSO scenario

No.	Descriptions	Quantification Results
1	Basic	1
2	Basic + Recirculation	1
3	Basic + Recirculation+ recovery of CSAS	1.25E-01
4	Basic + Recirculation+ OMA for manual valve	1.25E-01
5	Basic + Recirculation+ OMA for CSS pump	1.29E-01
6	Basic + Recirculation+ OMA for CSS Motor Operated valve	1.29E-01
7	Basic + Recirculation+ all recovery actions	5.14E-02

밖에서의 수동밸브 OMA와 유사하게 화재 리스크 감소 효과를 보여주고 있다. 주제어실 밖의 OMA들 중에는 살수펌프나 전동구동밸브보다 수동밸브가 효과적인 OMA임을 나타내고 있다. 수동밸브가 효과적인 OMA로 나타난 것은 수동밸브에는 펌프와 전동구동밸브와 달리 케이블 배선이 필요하지 않기 때문이다.

본 연구에서는 원자로 배기시스템의 밸브들이 오동작으로 인한 소형 LOCA에 대해서만 정량화를 수행하였다. 만일 참조 원전 화재 PSA에 모델링된 모든 소형 LOCA에 대해 정량화를 수행하면 Table 2의 정량화 결과는 달라질 수도 있다. 또한 고려된 운전원 행위에 대한 상세 인간신뢰도분석 수행과 정량화 결과와 연관된 방화지역에서의 화재 시나리오 상세분석 정도에 따라 Table 2의 결과는 달라질 수도 있다.

4. 결론

본 연구에서는 MSO 완화전략으로 사용되는 운전원 행위들이 화재 PSA 정량화 결과에 미치는 영향정도를 파악하기 위해, 국내 원전을 대상으로 MSO 분석에 관한 시범연구를 수행하였다. 본 연구를 위해 선정된 참조원전의 RWT 배수 MSO 시나리오는 격납건물살수계통 오작동으로 발생한다. 파악된 RWT 배수 사고는, CSAS가 오작동될 경우에는 주제어실에서 운전원이 펌프를 정지시키거나 전동구동밸브를 닫음으로써 중지시킬 수 있다. 주제어실 밖에서는 수동밸브나 전동구동밸브를 닫거나 펌프를 정지시켜 RWT 배수사고를 중지시킬 수 있다. 소형냉각재상실 사고시에는 운전원의 행위 없이 재순환 운전을 통해 RWT 봉산수를 원자

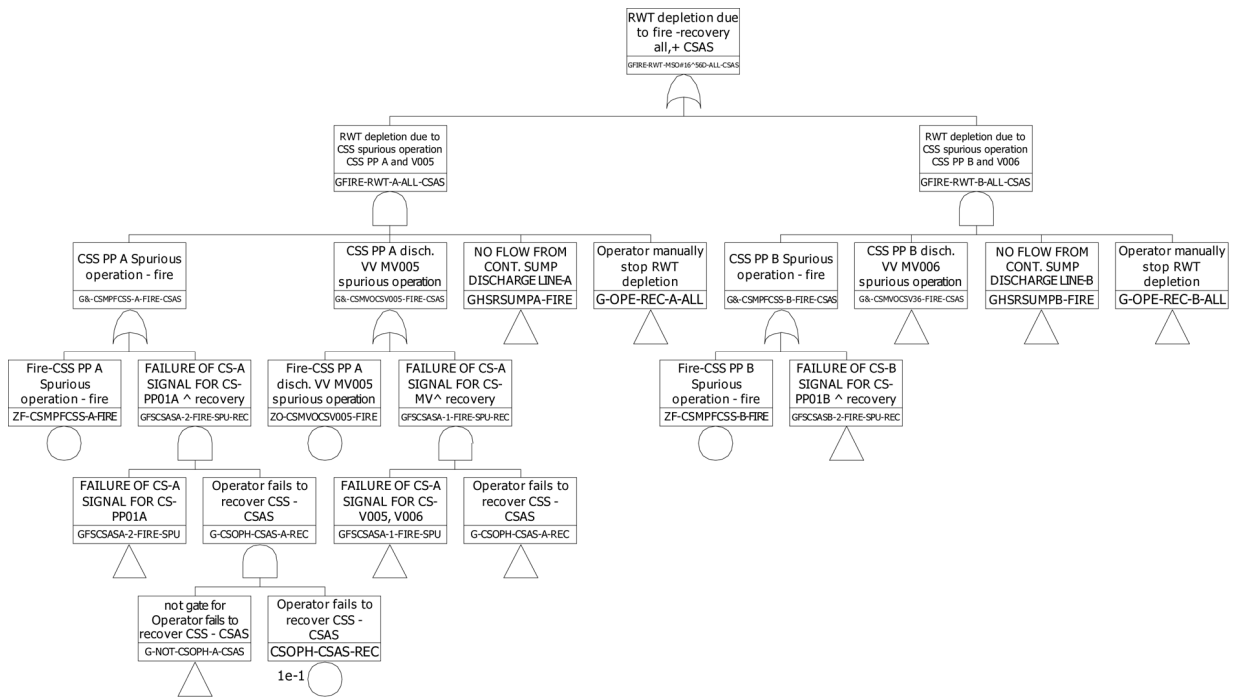


Fig. 5. Fault Tree of MSO scenario for Fire-Induced RWT drain down (recovery)(1/2).

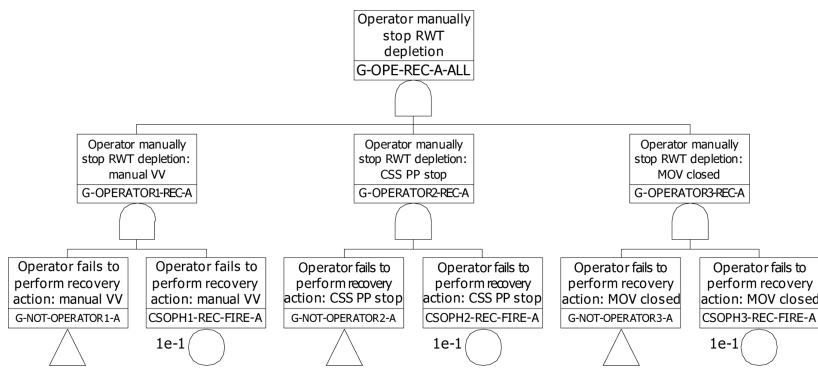


Fig. 6. Fault Tree of MSO scenario for Fire-Induced RWT drain down (recovery)(2/2).

로냉각재계통에 주입시킬 수 있다.

RWT 배수사고에 대한 기본적인 화재 PSA 모델을 정량화한 결과는, 재순환 운전을 추가적으로 고려한 화재 PSA 모델의 정량화 결과와 차이가 없었다. 파악된 RWT 배수 사고의 중단에 대한 운전원 행위들의 인적오류확률은 보수적으로 평가하여 화재 PSA에 모델링하였다. RWT 배수사고를 중단시킬 수 있는 운전원 행위 모두를 고려한 화재 PSA 모델에 대한 정량화한 결과는, 운전원 행위 모두를 고려하지 않을 경우의 화재 리스크를 약 95% 저감시킨다. 여러 운전원 행위들 중 CSAS 오동작에 대한 회복행위와 수동밸브에 대한 운전원 조치가 제일 중요한 것으로 나타났다. 본 연구를 통해 MSO 대처방안으로 사용되는 운전원 행위들이 화재 PSA 정량화 결과에 미치는 정도를 정량적으로 알 수 있었다. 또한 정량적 측면에서 운전원 행위들 사이의 중요정도 순위를 알 수 있었다.

본 연구 결과를 참조 원전의 화재 유발 MSO에 대응하는 화재 비정상 절차서 개발에 실제적으로 적용하기 위해서는, 상세 인간실패도분석 수행과 더불어 상세 화재 PSA 모델 개발에 대한 추가적인 연구가 필요할 것으로 판단된다.

감사의 글: 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) H. J. Jeon, "A Risk Impact Assessment according to the Reliability Improvement of the Emergency Power Supply System of a Nuclear Power Plant", J. Korean Soc. Saf., Vol. 27, No. 5, pp. 224-228, 2012.
- 2) 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.
- 3) Nuclear Safety and Security Commission, "Technical Standards of Fire Hazard Analysis", NSSC Notice No. 2015-11, 2015.
- 4) B. Najafi, S. P. Nowlen, F. Joglar, D. Funk, R. C. Anoba, M. Kazarians, F. Wyant, A. Kolaczowski, G. Hannaman and J. Forester, "Fire PRA methodology for Nuclear Power Facilities", NUREG/CR-6850, USNRC, 2005.
- 5) USNRC, "Enforcement Guidance Memorandum—Enforcement Discretion for Fire Induced Circuit Faults," EGM 09-002, 2009.
- 6) NEI, "Guidance for Post Fire Safe Shutdown Circuit Analysis", NEI 00-01, Revision 3, Nuclear Energy Institute, 2011.
- 7) Richard C. Anoba, "Mapping of Fire Events to Multiple Internal Events PRA Initiating Events", International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis PSA 2011, March 13-17, 2011.
- 8) N. Lovelace et al., "Approach for Integration of Initiating Events into External Event Models", Probabilistic Safety Assessment and Management PSAM 12, June 2014.
- 9) D. I. Kang and Y. H. Jung, "Comparative Study on the Construction of Support System Initiating Event Fault Trees for a Fire Probabilistic Safety Assessment", Nuclear Engineering and Design 332, pp 345-356, 2018.
- 10) H. Yuehua, L. Lin, Y. Zhen and S. Lei, "The Application of Fault Tree Method in Systematic Multiple Spurious Operation Analysis in Fire PSA", 25th International Conference on Nuclear Engineering, Shanghai, China, July 2-6, 2017.
- 11) J. Lee and J. H. Kim, "Study on Post-Fire Safe Shutdown Analysis using an Imaginary Plant for Training", Fire Science & Engineering, Vol. 32, No. 1, pp. 57-65, 2018.
- 12) H. Yim, S. Oh and W. Kim, "A Study on the Verification Scheme for Electrical Circuit Analysis of Fire Hazard Analysis in Nuclear Power Plant", J. Korean Soc. Saf., Vol. 30, No. 3, pp. 114-122, 2015.
- 13) I. H. Kim, H. S. Lim and Y. K. Bae, "Study of Post-Fire Safe-Shutdown Analysis of a CANDU Main Control Room based on NEI 00-01 Methodology", Fire Science & Engineering, Vol. 30, No. 4, pp. 20-26, 2016.
- 14) Y. Lee, Y. K. Bae and M. Kim, "Analysis of Multiple Spurious Operation Scenarios for Decay Heat Removal Function of CANDU Reactors", Transactions of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting Gyeongju, Korea, October 27-28, 2016.
- 15) D. I. Kang et al., "A Pilot Study on the Multiple Spurious Operation Scenario Analyses for the Construction of Fire Events PSA Model", KAERI/TR-7359/2018, KAERI, 2018.
- 16) S. Lewis et al., "EPRI/NRC-RES Fire Human Reliability Analysis Guidelines", NUREG1-1921, USNRC, 2012.
- 17) A. D. Swain and H.E. Guttman, "Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications", USNRC, NUREG/CR-1278, 1983.