KAERI/TR-8706/2021

기술보고서

중대사고 관리지침서를 반영한 2단계 PSA 모델 개발 및 평가 방법론

Development and Assessment of the Level 2 PSA Model Considering Severe Accident Management Guidelines

KAERI
Korea
Atomic Energy
Research Institute

한국원자력연구원
Korea Atomic Energy Research Institute

KAERI

제 출 문

한국원자력연구원장 귀하

이 보고서를 2021년도 “딥러닝 기술기반 중대사고 고속예측 요소기술개발” 과제의 기술보고서로 제출합니다.

2021년 8월 26일

과제명 : 딥러닝 기술기반 중대사고 고속예측 요소기술 개발

주 저 자 이상훈

공 저 자 조재현

김재환

이승연

KAERI

요 약 문

Ⅰ. 제 목

중대사고 관리지침서를 반영한 2단계 PSA 모델 개발 및 평가 방법론

Ⅱ. 연구개발의 목적 및 필요성

○ 후쿠시마 원전 사고 이후 원자력 안전에 대한 인식이 커짐에 따라, 전 세계적으로 원전 중대사고의 양상과 완화 전략의 분석에 많은 관심이 모아지고 있음.

○ 2015년에 개정된 국내 원자력안전법은 상용 원자력 발전소들이 "방사성 핵종 Cs-137의 방출량이 100TBq을 초과하는 모든 사고 시나리오의 빈도 합이 1.0x10-6/년 미만이어야 한다"라는 향상된 안전 목표를 달성하는 것을 요구함.

○ 2단계 확률론적 안전성 평가 (Level 2 PSA)의 목적은 격납건물 파손 빈도와 외부환경으로 방출되는 방사성 핵종들의 특성을 정량화하는 것이므로, 새로운 원자력안전법 기준과 비교하기 위한 Cs-137의 방출 양과 빈도 측정 시에 수행될 수 있음.

○ 그러나 현재 국내외 Level 2 PSA는 매우 보수적으로 수행되고 있으며, Multi-barrier Accident Coping Strategy (MACST)와 같은 이동형 설비와 중대사고 관리지침서에 기반한 중대사고 완화 전략을 충분히 고려하지 못함.

Ⅲ. 연구개발의 내용 및 범위

○ 본 연구에서는 SAMG를 기존 Level 2 PSA로 모델링하고 현실적인 격납건물 파손빈도 및 방사선원 방출군을 정량화하기 위한 체계적인 방법론을 개발하는 것을 목표로 함.

○ 해당 방법론에서는 SAMG 사건 수목과 SAMG 고장 수목이 개발되며 이들은 기존 L2 PSA 모델에 통합되어 최소단절집합이 도출됨.

○ 도출된 최소단절집합의 발전소 손상상태는 PDS-SAMG 표를 기반으로 업데이트되며, 방사선원항 방출군의 빈도는 PDS-STC 표를 기반으로 평가됨.

Ⅳ. 연구개발결과

○ 본 연구에서 개발된 방법론은 OPR-1000 원전 L2 PSA모델에 적용되었음.

○ SAMG가 적용된 경우 Cs-137 방사능과 빈도수를 곱하여 표현되는 NPP 리스크는

SAMG가 없는 경우에 비해 44%의 큰 폭으로 감소함.

○ SAMG 적용 이전에 ECF와 SGTR의 빈도수에 대한 기여도가 각각 5%와 2%에 불과했지만, NPP 리스크에 대한 기여는 각각 43%와 24%으로 평가됨.

○ SAMG 적용은 BMT, ECF, LCF 감소에 주로 효과적임이 확인됨. 다만, SGTR이 LERF에서 지배적인 부분을 차지하기 때문에, LERF는 SAMG가 반영되더라도 크게 변하지 않을 것으로 평가됨.

○ SGTR, CFBRB 이외에는 SAMG를 반영하여도 ECF의 원전 리스크가 크게 유지되어 ECF에 대한 대책 강화가 필요한 것으로 판단됨. 특히 수소 리스크가 후쿠시마 사고의 주요 요인이었던 ECF에 속한다는 점을 주목할 필요가 있음.

V. 연구개발결과의 활용계획

○ 본 연구결과는 사업자 및 규제기관의 가동 중 원전에 대한 SAMG L2 PSA모델 개발의 기초자료로 활용 가능함.

- 해당 연구결과는 “딥러닝 기술기반 중대사고 고속예측 요소기술 개발” 과제의 SAMG 상세분석 기반 리스크 모델 개발에 활용되었으며, 및 차기년도의 중대사고 데이터베이스에 포함된 중대사고 시나리오 분석에 활용될 예정임.

KAERI

SUMMARY

Ⅰ. Project Title

Development and Assessment of the Level 2 PSA Model Considering Severe Accident Management Guidelines

Ⅱ. Objective and Importance of the Project

○ As part of the heightened attention given to nuclear safety after the Fukushima accident, significant interest worldwide is now directed at the analysis of severe accident progressions and mitigation strategies.

○ The Nuclear Safety Act (NSA) of the ROK revised in 2015 now requires commercial NPPs to satisfy the following environmental safety goal: "the total frequency of the accident with the release of more than 100 TBq of radionuclide Cs-137 should be less than 1.0E-6/year".

○ As the goal of Level 2 PSA is to quantify the containment failure frequency (CFF) and the characteristics of the release of radionuclides to the environment, it can be conducted to quantify the release amount and frequency of Cs-137 for comparison with the NSA criterion.

○ However, major concerns regarding current Level 2 PSA lie in its conservatism, namely that although current Level 2 PSA models consider to some extent the severe accident mitigation strategies employing SAMG, they are limited to specific scenarios or not based on a systematic method.

Ⅲ. Scope and Contents of Project

○ The aim of this paper is to develop a systematic framework to model the SAMG into current Level 2 PSA and quantify realistic containment failure frequency.

○ In the framework, SAMG event trees and SAMG fault trees (SAMG-ET/FT) are developed and integrated into a Level 2 PSA model.

○ The plant damage state (PDS) for each minimal cut set derived from the

Level 2 PSA model is updated based on a PDS-SAMG table and the frequencies of the source term categories (STCs) are estimated based on a PDS-STC fraction table

Ⅳ. Result of Project

○ The proposed SAMG modeling framework in this research is demonstrated with the OPR-1000 PSA model.

○ NPP risk, expressed by multiplying Cs-137 radioactivity and frequency, when SAMG is included significantly decreased by 44% compared to the case without SAMG.

○ Before SAMG application, the major contributors to NPP risk were ECF (42%) and SGTR (24%), although their contributions to frequency were just 5% and 2%, respectively.

○ SAMG application is mainly effective in decreasing BMT, ECF, and LCF. Since SGTR takes the dominant portion of LERF, LERF is unlikely to change much even if SAMG is reflected.

○ Other than SGTR and CFBRB, the NPP risk of ECF remains large even after reflecting SAMG. This indicates that enhanced countermeasures against ECF are required. It is notable that hydrogen risk belongs to ECF, which was a major factor in the Fukushima accident.

Ⅴ. Proposal for Applications

○ The result of this research can be used as a basic data for SAMG L2 PSA model development for operating nuclear power plant by utilities and regulators.

- The result was used to develop SAMG-based risk models for the "Development of Elementary Technologies for Severe Accident Fast Prediction using Deep Learning Techniques" and will be used to analyze the severe accident scenarios for database development in next year of the project.

CONTENTS

SUMMARY 5

Chapter 1. Introduction 13
Section 1. Research Background 15
Section 2. Research Purpose 16
Section 3. Research Scope 16

Chapter 2. Severe Accident Management Guideline 17
Section 1. Summary and Development Background 19
Section 2. Structure of Diagnostic Flowchart 19
Section 3. Types of Mitigation Measures 21

Chapter 3. SAMG Modeling and Assessment Framework 23
Section 1. Modeling of SAMG-ET/FT 27
Section 2. Update of Plant Damage State 33
Section 3. Assessment of Source Term Category Risk 37

Chapter 4. Application Result for OPR-1000 NPP L2 PSA model 39
Section 1. Development of SAMG-ET/FT for OPR-1000 42
Section 2. Result of PDS Update Considering SAMG 52
Section 3. Result of STC Risk Assessment Considering SAMG 56

Chapter 5. Discussion 59
Section 1. Contribution of SAMG to NPP Risk Reduction 63
Section 2. Importance Analysis of SAMG-related Basic Events 66
Section 3. Analysis on the Effectiveness of Mitigation Measures in SAMG 68

Chapter 6. Conclusion 69

Chapter 7. Reference 73

BIBLIOGRAPHIC INFORMATION SHEET 77

KAERI

목 차

요약문 ····· 3

제1장 서 론 ····· 13
제1절 연구 배경 ····· 15
제2절 연구 목적 ····· 16
제3절 연구 범위 ····· 16

제2장 중대사고 관리지침서 ····· 17
제1절 개요 및 개발 배경 ····· 19
제2절 전략수행제어도 구조 ····· 19
제3절 완화 조치 종류 ····· 21

제3장 중대사고 관리지침서 모델링 및 정량화 체계 ····· 23
제1절 SAMG-ET/FT 모델링 ····· 27
제2절 발전소 손상군 업데이트 ····· 33
제3절 방사선원 방출군 리스크 정량화 ····· 37

제4장 OPR-1000 원전 L2 PSA 모델 적용 결과 ····· 39
제1절 SAMG-ET/FT 모델 개발 ····· 42
제2절 SAMG를 반영한 발전소 손상군 업데이트 결과 ····· 52
제3절 SAMG를 반영한 방사선원 방출군 리스크 분석 결과 ····· 56

제5장 논 의 ····· 59
제1절 SAMG 반영에 따른 원전 리스크 분석 ····· 63
제2절 SAMG 관련 기본 사건 중요도 분석 ····· 66
제3절 SAMG 조치별 효과성 분석 ····· 68

제6장 결 론 ····· 69

제7장 참고문헌 ····· 73

서지정보양식 ····· 77

KAERI

표 목차

표 1. OPR-1000 SAMG 완화지침서의 종류 ····· 22
표 2. SAMG-ET/FT 모델의 최소단절집합 분석 결과 예시 ····· 33
표 3. OPR-1000 원전의 SAMG 전략별 성공 경로 ····· 44
표 4. OPR-1000 원전 SAMG-FT 모델 내 SAMG 관련 기본 사건 (기계) 목록 ····· 50
표 5. OPR-1000 원전 SAMG-FT 모델 내 SAMG 관련 기본 사건 (인적) 목록 ····· 51
표 6. 상위 20개의 고빈도 사건 시나리오 목록 ····· 53
표 7. SAMG를 반영한 빈도 기준 상위 20개 사고 시나리오 목록 ····· 58

KAERI

그림 목차

그림 1. OPR-1000 SAMG의 DFC 구조 ····· 20
그림 2. L2 PSA에 대한 SAMG 모델링 및 정량화 절차 ····· 26
그림 3. STC 평가를 위한 SAMG-ET/FT 모델링 및 PDS 연계 ····· 28
그림 4. SAMG-ET 모델링 예시 ····· 29
그림 5. SAMG-FT 모델링 예시 ····· 31
그림 6. PDS-SAMG 분석 예시 ····· 35
그림 7. PDS-SAMG 표 생성용 SAMS 소프트웨어 ····· 36
그림 8. PDS-ET, PDS, CET, STC 간의 관계도 ····· 38
그림 9. OPR-1000 원전의 주요 안전 계통 ····· 42
그림 10. OPR-1000 원전에 대한 SAMG-ET 모델 ····· 45
그림 11. OPR-1000 원전의 SAG-3 전략에 대한 SAMG-FT 모델 ····· 47
그림 12. PDS 논리도에 반영된 SAG 목록 및 특성 ····· 54
그림 13. OPR-1000 원전 PDS-34 관련 PDS-SAMG 변환테이블 ····· 55
그림 14. OPR-1000 PDS별 격납건물 파손 모드 분석 결과 ····· 57
그림 15. SAMG 수행에 따른 격납건물 파손 빈도 변화 ····· 57
그림 16. 원전 SAMG를 반영한 NPP 리스크 정량화 방법론 ····· 62
그림 17. SAMG 반영에 따른 NPP 리스크 감소분 분석 결과 ····· 65
그림 18. SAMG 관련 기본 사건 중요도 분석 결과 ····· 67

제1장

서 론

제1절 연구 배경
제2절 연구 목적
제3절 연구 범위

KAERI

KAERI

제1장 서 론

제1절 연구 배경

후쿠시마 원전 사고 이후 원자력 안전에 대한 인식이 커짐에 따라, 전 세계적으로 중대사고 (Severe Accident) 및 완화 전략의 분석에 많은 관심이 모아지고 있다. 이러한 맥락에서, 국내 원전에서는 격납건물 여과배기계통 (Containment Filtered Venting System; CFVS), 피동형수소제거장치 (Passive Autocatalytic Recombiners; PAR), Multi-barrier Accident Coping Strategy (MACST) 전략의 개발과 같은 중대사고 완화 시스템을 준비해왔다 [1]. MACST 설비는 대·소용량 이동형 발전차, 펌프 등으로 구성되어 있다. 주제어실 (Main Control Room; MCR) 운전원들과 비상기술지원실 (Technical Support Center; TSC) 요원들은 이러한 시스템을 적절히 사용하기 위해서 중대사고 관리지침서 (Severe Accident Management Guidelines; SAMG)가 개정 중에 있다.

2015년에 개정된 국내 원자력안전법 (Nuclear Safety Act)은 원전이 "방사성 핵종 Cs-137의 방출량이 100TBq을 초과하는 모든 사고 시나리오의 빈도 합이 1.0x10-6/년 미만이어야 한다" 라는 안전 목표를 달성하는 것을 요구한다 [2]. OPR-1000의 경우, 이 기준은 Cs-137의 초기 재고량이 0.1% 이하이어야 한다는 의미와 같으며 [3], 내부 격납건물에서 방사성 핵종이 아주 적은 양만 누출된다 하더라도 Cs-137 기준치를 넘을 수 있다.

원전 확률론적 안전성 평가 (Probabilistic Safety Assessment; PSA)는 1975년 미국 Reactor Safety Study [4]로부터 시작되었으며, PSA는 원전의 취약점을 찾아내고 리스크를 평가하는 체계적인 접근 방법을 제공한다. Level 2 PSA의 목적은 격납건물 파손 빈도 (Containment Failure Frequency; CFF)와 외부환경으로 방출되는 방사성 핵종들의 양 및 빈도를 정량화하는 것이므로, 원자력안전법 기준과 비교하기 위한 Cs-137의 방출량과 빈도 측정 시에도 PSA가 수행될 수 있다. 그러나 현재 Level 2 PSA는 매우 보수적으로 수행되고 있으며, MACST 설비와 SAMG에 기반한 중대사고 완화 전략을 고려하지만, 현재의 Level 2 PSA 모델은 특정 시나리오에만 한정되거나 체계적인 방법에 기반을 두지 않는다 [5].

현실적인 중대사고 리스크 평가를 위해 국내외 여러 연구들에서 SAMG를 고려한 Level 2 PSA 모델 리스크 모델 개발이 수행되었다. Scobel et al. [6] 은 AP-600 원전에서 격납건물 파손의 중대사고 관리에 대한 심층방어를 평가하기 위해 리스크 기반 사고 분석 방법론 (Risk Oriented Accident Analysis Methodology; ROAAM) 체계를 개발하였다. Galushin et al. [7] 은 이를 확장하여 리스크 분석과 불확실성 정량화를 위한 ROAAM+라는 확률론적 분석 체계를 개발하였고, 북유럽 비등수형 원자로 (Boiling Water Reactor; BWR)의 SAMG 전략의 효과를 평가하였다. SAMG 모델링과 관련하여, Nusbaumer and Eitschberger [8] 는

Leibstadt 원전 SAMG에 명시된 완화 조치를 고려한 사고 관리 사건수목 (Event-tree; ET)을 개발했다. 사건수목 내 분기 확률은 운전원이 SAMG를 수행할 시 가용한 시간, SAMG에 명시된 지침의 유형 및 난이도, 운전원들의 훈련 여부 등을 고려하여 전문가의 판단에 따라 결정하였다. 또 다른 방법으로는 SAMG 관련 계통들을 고장수목 (Fault-tree; FT) 모델에 포함하고 격납건물 사건 수목 (Containment ET; CET)의 상위 사건들을 재구성하는 분석법이 있다. Kawabata et al. [9] 은 SAMG에 활용되는 사고 완화 계통들을 포함한 고장수목을 개발하고 SAMG를 고려한 원전 CFF를 평가하였다. 그 결과, SAMG를 수행하게 될 경우가 SAMG를 수행하지 않는 경우에 대비하여 CFF가 약 50% 수준으로 감소한다는 결론이 나왔다. 이와 유사하게 Ko et al. [10] 은 SAMG를 수행할 경우, CFF가 약 14.8% 감소할 수 있음을 보여주었다.

제2절 연구 목적

본 연구에서는 SAMG를 국내 원전 Level 2 PSA에 반영하여, 보다 현실적인 CFF를 정량화하기 위한 체계적인 모델링 방법론을 개발하는 것을 목표로 한다. 본 방법론에서는 SAMG-ET와 SAMG-FT를 개발하고 이들을 기존 원전 Level 2 PSA 모델로 통합한다. 통합된 Level 2 PSA 모델에서 도출된 각 최소단절집합의 발전소 손상상태 (Plant Damage State; PDS)는 PDS-SAMG 표를 기반으로 갱신하며, 각 방사선원항 방출군 (Source Term Categories; STCs)의 빈도는 PDS-STC 표를 기반으로 추정된다. 적용 사례에 대해 SAMG를 반영한 L2 PSA 분석 결과, 원전의 리스크는 기존의 44%로 감소한 것을 알 수 있었다. 또한, PSA 모델링 과정 중 SAMG 전략의 취약점뿐만 아니라 리스크 관점에서 중요한 SAMG 관련 기본사건들도 식별되었다.

제3절 연구 범위

본 보고서에서는 SAMG의 일반적 구조와 완화 절차를 제2장에서 소개한다. 제3장에서는 SAMG 모델링을 위한 체계를 구체적으로 제시한다. 개발된 방법을 OPR-1000 내부 사건에 적용시킨 결과를 제4장에서 기술한다. 제5장에서는 추가 분석으로 SAMG와 관련된 세 가지 주요 논점을 다루며, 마지막으로 제6장에서 본 연구에 대한 요약과 시사점을 제시한다.

제2장

중대사고 관리지침서

제1절 개요 및 개발 배경

제2절 전략수행제어도 구조

제3절 완화 조치 종류

KAERI

KAERI

제2장 중대사고 관리지침서

제1절 개요 및 개발 배경

SECY-89-012 [11] 에 제시된 미국 Nuclear Regulatory Commission (NRC)의 사고 관리에 대한 정의는 사고 과정 중에 원전 운전 및 기술 담당자가 1) 노심 손상을 방지하고, 2) 노심 손상이 시작되면 그 과정을 중단시키고 원자로 용기 (Reactor Vessel; RV) 밖으로 노심이 빠져나가지 않도록 하며, 3) 가능한 오래 격납건물의 건전성을 유지하고, 4) 소외 방출을 최소화하기 위한 조치들을 포함한다. 이와 관련하여, 일반적인 가압경수로 (Pressurized Water Reactor; PWR)의 SAMG [12] 는 미국 Nuclear Energy Institute (NEI)의 지시로 웨스팅하우스 그룹 (WOG)에 의해 개발되었다. 개발된 WOG SAMG은 중대사고와 관련된 규제를 충족시킬 수 있는 일반적인 지침서를 제공하는 것뿐만 아니라 현장 고유의 SAMG로 구현될 수 있는 체계를 제공하기 위해 수행되었다. 국내의 경우, OPR-1000의 고유 SAMG가 WOG SAMG를 기반으로 개발되었다 [13].

제2절 전략수행제어도 구조

OPR-1000 SAMG에서, MCR 운전원들과 TSC 요원들을 중대사고 관리를 총괄하는 비상대응조직 (Emergency Response Organization; ERO)을 구성한다. SAMG 진입 조건에 다다르면, TSC 요원들은 발전소 상황에 따라 적절한 완화지침서 (Severe accident Guideline; SAG)를 선택하도록 돕는 전략수행제어도 (Diagnostic Flowchart; DFC)를 참고한다. 그림 1은 OPR-1000 SAMG의 DFC 구조를 나타낸다. DFC는 발전소 상태의 심각도에 따라 1) 원전 안전변수 모니터링, 2) 원전 위협변수 모니터링이라는 두 가지 절차로 나뉘어져 있다.

SAMG에서 수위, 온도, 압력과 같은 여러 발전소 변수들은 DFC에서 지속적으로 모니터링된다. DFC에 명시된 발전소 변수들과 그와 연관된 설정값들에 따라 MCR 운전원들과 TSC 요원들은 어떤 SAG가 시행되어야 할지 결정한다. SAG는 노심을 제어된 안정적인 상태로 만들 수 있는 복구 또는 완화 조치를 나타내며, 최종적으로는 방사선원항의 누출량을 감소시키는데 기여한다. OPR-1000 SAMG에 명시된 7가지의 SAG는 다음과 같다.

- 완화-01: 증기발생기 급수 주입
- 완화-02: 원자로냉각재계통 감압
- 완화-03: 원자로냉각재계통냉각수 주입
- 완화-04: 격납건물 냉각수 주입

- 완화-05: 핵분열생성물 방출 제어
- 완화-06: 격납건물 상태 제어
- 완화-07: 격납건물 내 수소 제어

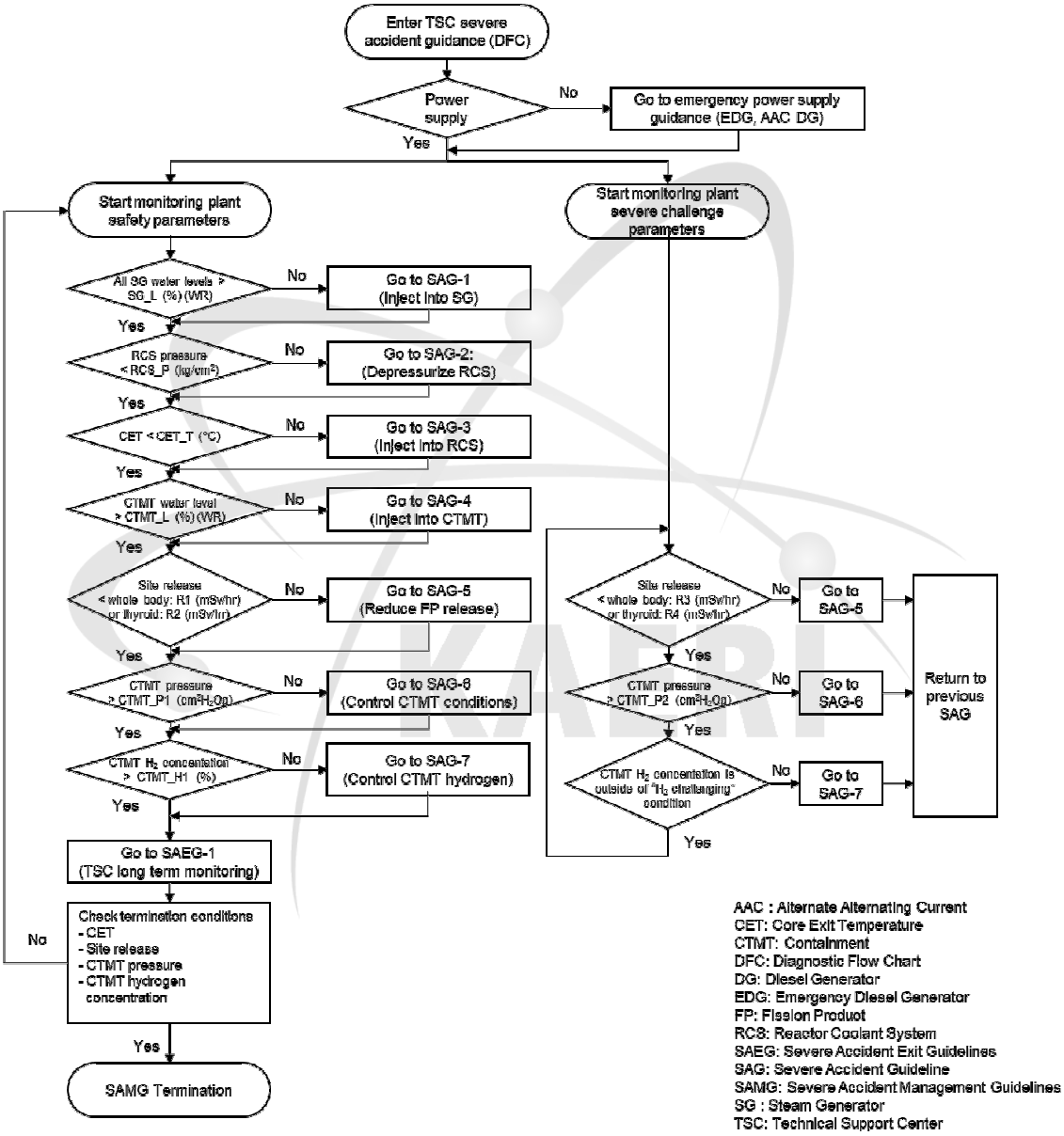


그림 1. OPR-1000 SAMG의 DFC 구조 [5]

제3절 완화 조치 종류

표 1은 7가지 SAG 전략과 관련된 주요 완화 조치들을 나타낸다. 각 SAG는 중대사고를 완화하기 위해 사용할 수 있는 수단과 적절한 조치들을 포함하며, 1) 가능한 조치 확인, 2) SAG 전략 확인, 3) 완화 대책 결정, 4) SAG 전략 수행, 5) SAG 전략 종결의 5가지 주요 단계로 구성된다 [13]. 1단계에서는 TSC 요원이 해당 SAG의 목적을 달성하는 데 이용할 수 있는 완화 수단을 파악한다. 만약 사용할 수 있는 수단이 없다면 TSC 요원은 그 이유를 분석한 뒤 MCR 운전원에게 불가용한 계통에 대한 복구 조치를 취하도록 지시한다. 이 경우, TSC 요원은 DFC로 돌아가 다른 발전소 변수들을 확인하여 다른 SAGs 수행 여부를 결정할 수 있다.

2단계에서 TSC 요원은 SAG 전략이 적용될 경우 원전에 미칠 잠재적인 긍정적 영향과 부정적 영향을 평가하여 해당 전략을 수행할지의 여부를 결정한다. 만약 잠재적인 부정적 영향이 큰 관계로 해당 SAG 전략을 수행하지 않기로 결정한다면 TSC 요원은 DFC로 돌아가서 다른 전략들에 대해 해당 과정을 반복한다.

3단계에서 TSC 요원은 SAG를 실행하기 위한 특정 사고 완화 수단을 결정한다. 가용 수단이 여럿 존재한다면, 해당 요원은 각 조치의 수행 난이도와 발전소 상태에 기초하여 해당 SAG에 가용한 완화조치들에 대한 우선순위를 결정할 수 있다.

4단계에서 TSC 요원은 MCR 운전원에게 3단계에서 결정된 사고 완화 수단을 사용하여 적절한 조치를 취하도록 지시하고 SAG 전략을 실행 후, 발전소 상태를 점검한다. 이러한 상황에서 TSC 요원은 발전소에 대한 부정적인 영향을 감시하여 필요하다면 MCR 운전원에게 추가 조치를 취하도록 지시할 수 있다. 만일 해당 발전소 변수가 특정 사고 완화 조치가 적용된 후에도 안전한 상태에 도달하지 못할 경우, TSC 요원은 3단계로 돌아가 SAG에 대해 가용한 다른 사고 완화 조치를 적용할 수 있다. 5단계에서, TSC 요원은 장기 감시가 필요한 변수들을 확인하고 SAG를 종료한 후 이탈 조건이 만족되면 DFC로 복귀하여 다음 SAG를 수행한다.

표 1. OPR-1000 SAMG 완화지침서의 종류

전략	이름	완화 조치	관련 안전 계통	목적
SAG-1	SG Injection (증기발생기 급수 주입)	SG Depressurization	- Steam Release Valve	- Establish RCS heat sink - Maintain SG integrity - Prevent containment bypass - Decrease FP release to the environment
		Feedwater Injection into the SG	- High/Low Pressure Feedwater Injection System	
SAG-2	RCS Depressurization (원자로냉각재계통 감압)	RCS Depressurization	- Safety Depressurization System - Pressurizer Auxiliary Spray	- Prevent direct containment heating - Maintain containment integrity - Establish reactor core cooling
		SG Depressurization	- Steam Release Valve	
SAG-3	RCS Injection (원자로냉각재계통냉각수 주입)	RCS Coolant Injection	- High/Low Pressure Safety Injection System - Charging Pump	- Establish reactor core cooling - Prevent RV rupture - Decrease FP release to the inner containment
SAG-4	Containment Injection (격납건물 냉각수 주입)	Containment Cooling Water Injection	- Containment Spray - Refueling Water Tank (RWT) Gravity Drainage	- Establish decay heat removal - Maintain RV integrity - Maintain containment basement concrete integrity - Decrease FP release to the inner containment
SAG-5	Reduction of FP Release (핵분열생성물 방출 제어)	Containment Depressurization	- Containment Spray - Containment Fan Cooler	- Decrease FP release to the environment
		Steam Dump	- Steam Release Valve - Steam Condenser	
		Auxiliary Building Exhaust	- Auxiliary Building Exhaust System	
SAG-6	Containment Condition Control (격납건물 상태 제어)	Containment Heat Sink Activation	- Containment Spray - Containment Fan Cooler	- Maintain containment integrity - Decrease FP release to the environment - Maintain operating conditions for instrumentation and control components
SAG-7	Containment Hydrogen Control (격납건물 내 수소 제어)	Hydrogen Removal	- H_2 Igniter - H_2 Recombiner	- Prevent H_2 explosion

제3장

중대사고 관리지침서 모델링 및 정량화 체계

제1절 SAMG-ET/FT 모델링

제2절 발전소 손상군 업데이트

제3절 방사선원 방출군 리스크 정량화

KAERI

KAERI

제3장 중대사고 관리지침서 모델링 및 정량화 체계

본 연구에서는 SAMG 조치를 Level 2 PSA 모델에 반영하기 위해 다음과 같은 두 가지 가정을 설정하였다.

- 발전소 안전변수들과 중대 위협변수들 중 안전변수들만 구현된다.
- TSC는 각 SAG를 비반복적인 방식으로 DFC에 정의된 순서대로 하나씩 수행한다.

그림 2는 SAMG를 Level 2 PSA 모델에 반영하기 위해 개발된 방법론을 보여주며, 이 절차는 다음과 같은 세 단계로 구성된다.

1) SAMG-ET/FT 모델링 : SAMG 모델링은 SAMG-ET/FT를 개발하고 해당 모델과 기존의 발전소 손상 상태 사건수목(PDS-ET) 간의 조합을 계산하는 과정이다. SAMG-ET/FT를 개발하기 위해서는 SAMG 친숙화 및 특성에 대한 이해가 필요하며 제3.1절에서 이를 자세히 다룬다.

2) PDS 업데이트 : PDS 업데이트는 1단계의 SAMG-ET/FT를 계산하여 얻은 각 최소단절집합 (Minimal Cutset; MCS)에 새로운 PDS 번호를 할당한다. 모든 MCS들은 사고 시나리오와 기존 PDS 번호에 대한 정보를 포함하는데, 새로운 PDS 번호를 부여하기 위해 PDS-SAMG 표를 참고한다. 이는 제3.2절에 기술되어 있다.

3) STC 리스크 정량화 : STC 리스크 정량화는 업데이트된 PDS 번호를 이용해 MCS에 대한 STC 빈도를 정량화한다. 이전 단계에서 할당된 PDS 번호들로 PDS-STC 표를 사용하여 STC를 계산한다. 이는 제3.3절에서 기술한다.

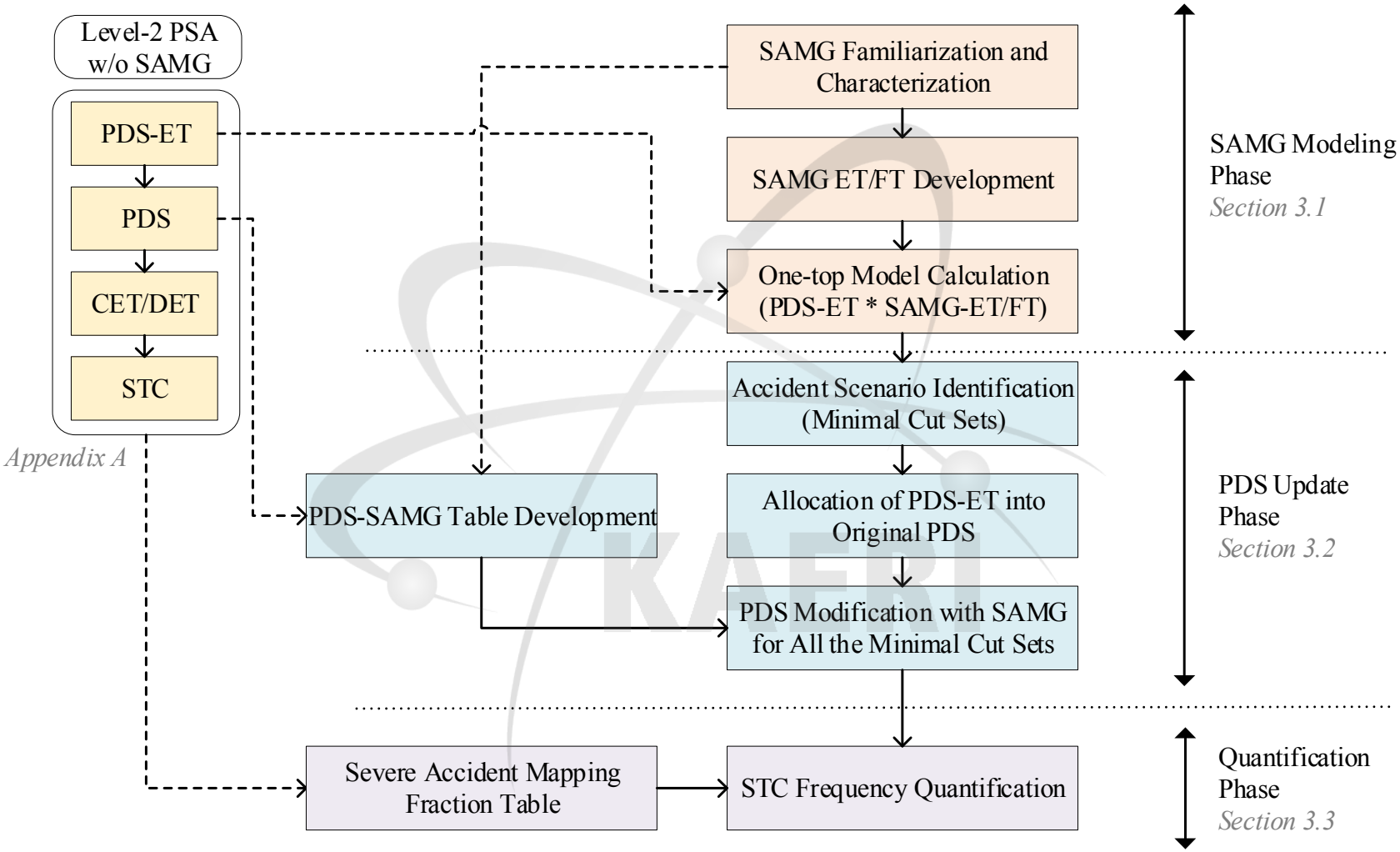


그림 2. L2 PSA에 대한 SAMG 모델링 및 정량화 절차

제1절 SAMG-ET/FT 모델링

Level 2 PSA의 중대사고 모델링 방법은 전통적인 고장수목 (FT)과 사건수목 (ET) 개발에 기반하며, 중대사고 수치 시뮬레이션, 불확실성 분석이 추가적으로 수행되어야 한다. [14]. 또한, 중대사고 완화를 위한 SAMG 전략을 적절히 검토하여 Level 2 PSA 모델에 반영할 필요가 있다 [15]. 이를 위해 SAMG에서 고려된 중대사고 완화 조치들을 검토하고 격납건물 건전성 측정 및 방사선원 분석 수행 측면에서 Level 2 PSA에 적용되어야 할 사항을 확인해야 한다. 또한, SAMG 완화 전략이 Level 2 PSA 모델에 알맞게 고려될 수 있도록 PDS-ET에서 적절히 반영되어야 한다.

본 연구에서는 SAMG를 Level 2 PSA 모델에 통합하기 위해 SAMG에 필요한 완화 계통 (MACST와 SAG 수행을 위한 설비)과 운전원 조치 (정보 수집 및 의사 결정)를 모형화하는 SAMG-ET/FT 모델링 방법론을 제시한다. 해당 방법론에서는 SAMG-FT 모델이 개발되어 기존 Level 2 PSA 모델의 PDS-ET에 통합되며, 여기서 상위 사건은 SAMG 전략을 포함하도록 재구성된다. 해당 결과로, PDS는 그림 3과 같이 새로운 STC를 평가하기 위해 개발된 SAMG-FT 모델을 사용하여 재분류 된다.

1. SAMG-ET 모델링

DFC에서, 각 SAG의 수행 순서는 설계 특성과 특정 원전의 중대사고 진행에 기반하여 엄격히 정의된다. 예를 들어, OPR-1000 SAMG의 DFC는 SAG-1, SAG-2에 각각 해당하는 SG 튜브 크립파손과 반응기 노심 용융물 고압 분출과 같이 격납건물 경계에 즉각적인 위협을 주는 사고 시나리오에 대한 완화조치에 더 높은 우선순위를 둔다. 이후, 다음 우선순위 (원자로 노심 온도)인 SAG-3의 성공에 따라 원자로가 안정적인 상태로 유지된 뒤, 하위 우선순위인 격납건물의 장기 건전성과 방사선원항 누출은 이후의 SAG (SAG-4 ~ 7)에 의해 제어된다.

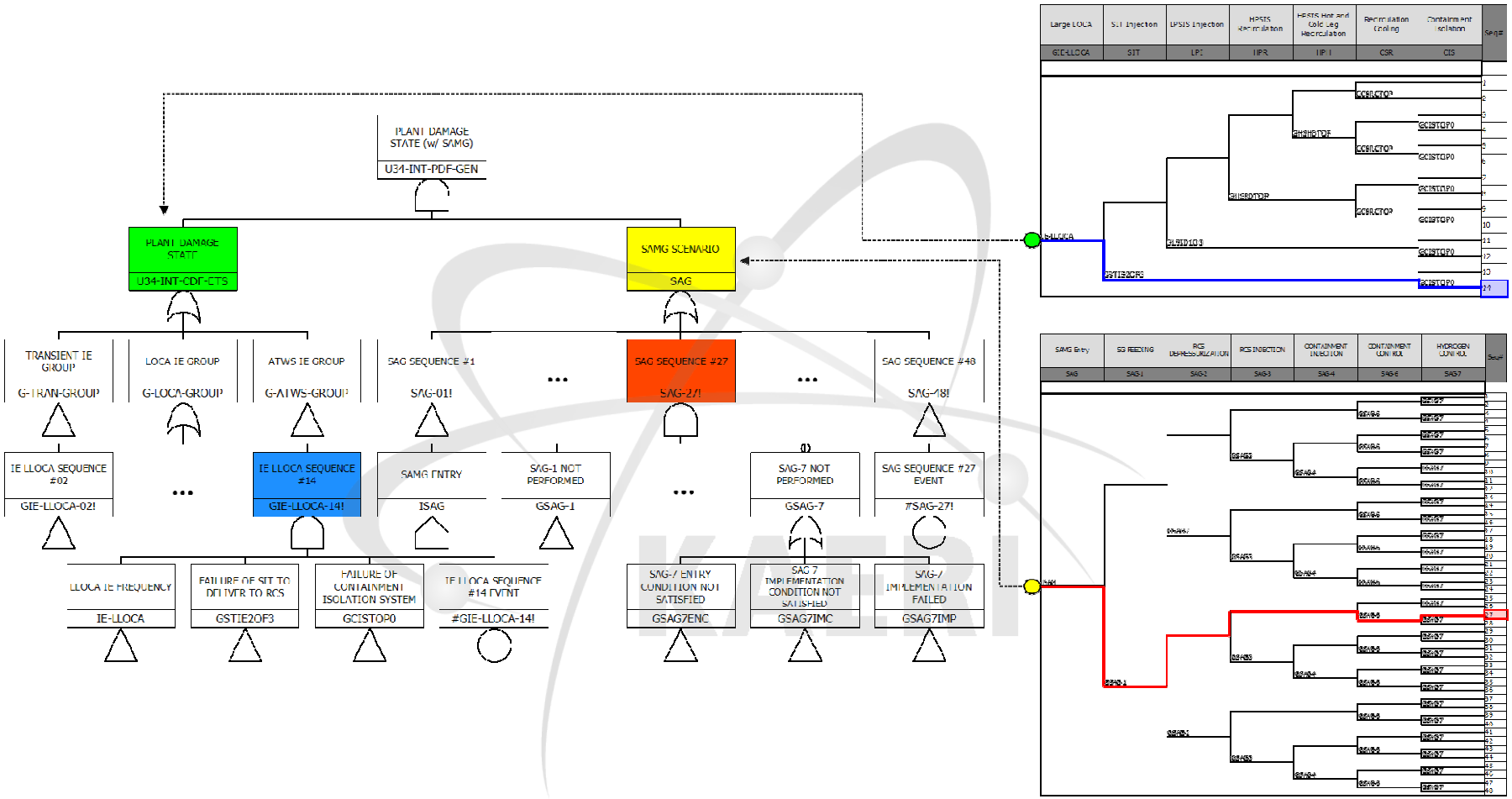


그림 3. STC 평가를 위한 SAMG-ET/FT 모델링 및 PDS 연계

SAMG-ET 모델은 SAG들 간의 종속성을 고려하여 불가능한 경우들을 제외하고 DFC에 명시된 SAG들의 수행 순서를 기반으로 개발되었다. 그림 4는 SAMG 전략에서 네 가지 SAG들(SAG-A, B, C, D)을 포함하는 SAMG-ET의 예시를 보여준다. 만약 MCR 운전원들이 비상운전절차 (Emergency Operating Procedure; EOP)를 수행하는 동안 노심 출구 온도가 650℃를 초과한다면 TSC 요원들이 호출되어 TSC SAMG (그림 4 상단 Heading 중, SAG_ENTRY)에 진입한다.

SAMG 진입조건에 진입한 후, TSC 요원은 DFC를 순차적으로 따라야 한다. 예를 들어, TSC는 먼저 SAG-A의 DFC 변수를 확인하고 SAG-A (그림 4 상단의 SAG-A) 조치를 수행할지 여부를 결정한다. 해당 SAG의 DFC 변수가 안정된 상태의 기준에 미치지 못한다면, TSC 요원은 해당 SAG로 진입하여 달성하고자 하는 안전 목표에 도달하기 위해 어떤 완화 수단과 경로를 사용할 수 있는지 확인하며, SAG가 수행되면 발전소에 어떤 부정적인 영향을 줄 수 있는지에 따라 주어진 전략을 실행할지 결정한다. 각 SAG가 수행되지 않는 사건에 대한 논리는 SAMG-FT 모델의 형태로 개발된다. TSC 요원은 SAG-A를 수행한 이후, SAG-B부터 SAG-D에 이르기까지 동일한 과정을 반복한다. 그림 4와 같이, 이 과정은 SAMG-ET에서 별도의 순차적인 Heading으로 모델링된다.

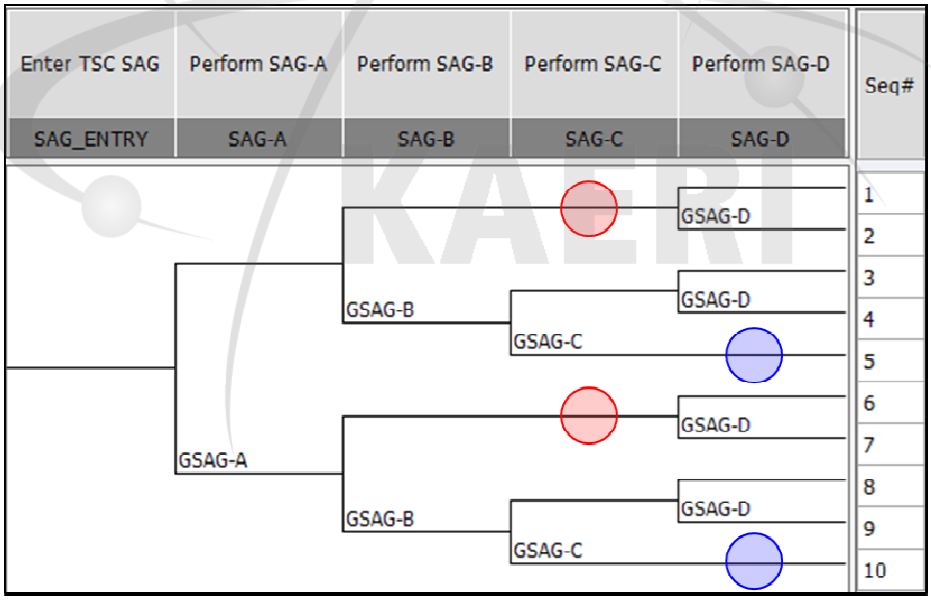


그림 4. SAMG-ET 모델링 예시

SAMG-ET에서 각 SAG의 분기를 정의할 때, SAG들 간의 논리적 관계를 반드시 고려해야 한다. 본 연구에서는 SAMG-ET에서 다음과 같이 두 개의 분기 규칙을 정의하였다.

1) 기능 중복성 : 그림 4의 SAG-B와 SAG-C가 동일한 안전 기능 (예: 노심 열 제거)을 수행하지만 다중성 (Redundancy) 등을 위해 설계된 경우, SAG-C의 DFC 변수는 TSC가 SAG-B를 성공적으로 수행할 때 안정적인 상태의 기준을 충족한다. 따라서 SAG-B가 성공적으로 수행되었을 경우 SAG-C로의 ET 분기는 필요하지 않다 (그림 4의 빨간 원).

2) 기능 종속성 : 이전 SAG들의 수행이 성공한 상황에만 SAG가 효력을 발휘할 수 있는 경우를 의미한다. 예를 들어, 그림 4에서 SAG-C를 성공적으로 수행한 경우에만 SAG-D 진입 조건이 만족된다면, SAG-C가 수행되지 않은 경우엔 SAG-D로의 분기가 필요하지 않다 (그림 4의 파란 원).

2. SAMG-FT 모델링

각 SAG는 사용 가능한 완화 수단들은 물론 원하는 안전 목표를 달성하기 위한 TSC 요원의 진단 및 의사 결정에 의해 결정된다. SAMG-FT 모델에서 최상위 사건은 'SAG가 수행되지 않음'으로 정의되고 SAMG-ET에서 각 SAG의 분기에 연결된다. 만약 SAG 수행 과정 중 하나라도 수행되지 않거나 실패한 경우, SAG 전략은 수행되지 않은 것으로 간주할 수 있다. 그림 5는 SAMG-FT의 예시를 보여준다. SAMG-FT는 SAG 수행 과정에 기반하여 SAG가 수행되지 못하는 원인을 다음과 같이 세 범주로 분류하며, 여기서 기계 고장, 인적 오류와 같은 각 범주의 근본 원인을 정의할 수 있다.

1) SAG 진입 조건 미충족
- SAG DFC 변수에 대한 계측기 오류
- ERO가 SAG DFC 변수를 진단하지 못함
- 해당 SAG 수행이 필요하지 않는 사고 시나리오

2) SAG 수행 조건 미충족
- 안전표시 및 정보 계통 오류
- ERO가 SAG 수행을 위한 완화 계통의 가용성을 진단하지 못함
- ERO가 부정적인 영향을 고려해 SAG 전략을 수행하지 않음

3) SAG 시행 실패
- 고정형 및 이동형 사고 완화 계통 오류
- ERO가 완화 계통을 수동 운전하지 못함

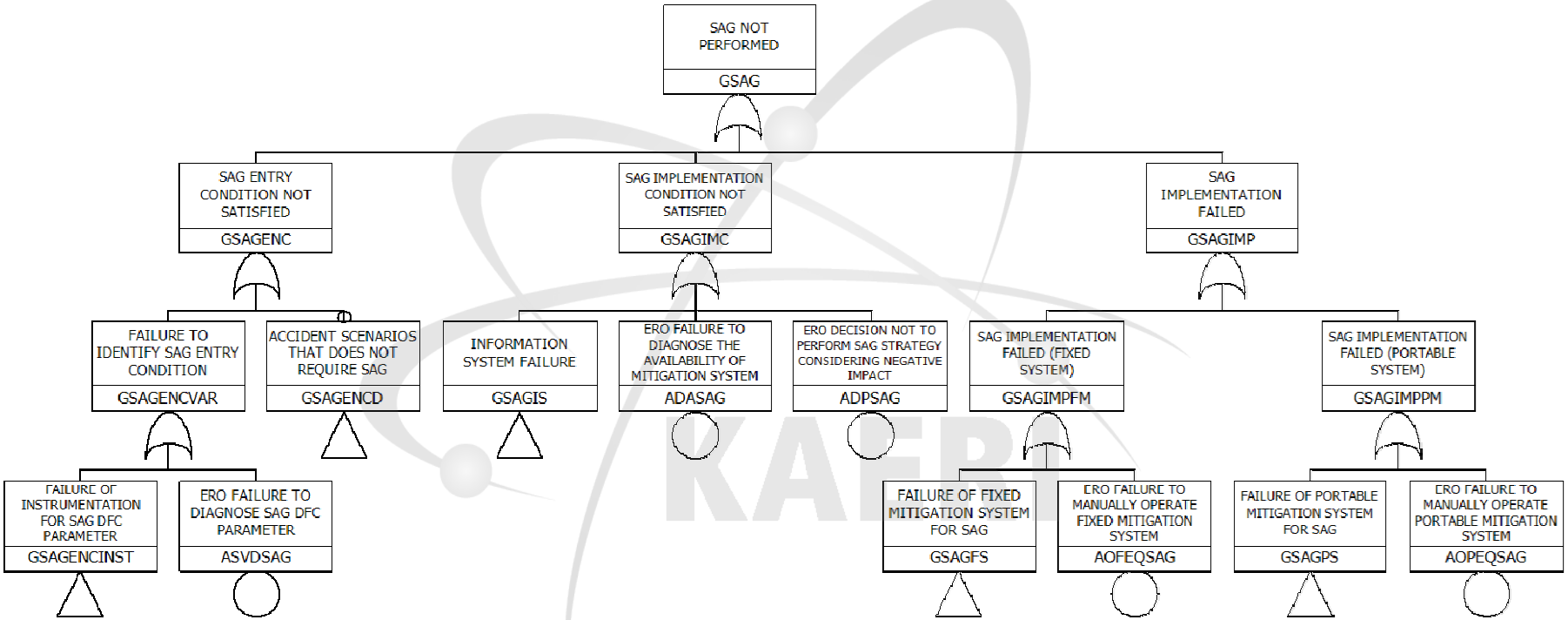


그림 5. SAMG-FT 모델링 예시

모든 SAG 수행의 첫 번째 단계는 SAG 진입 조건이 충족되었는지 확인하고, 조건이 만족할 시 SAG에 진입하는 것을 포함한다. 즉, TSC 요원이 특정 DFC 변수와 SAMG의 설정값을 비교하여 SAG를 수행할지 여부를 결정한다. 이 단계는 관련 계측기와 관련된 지원 시스템 (전기 계통 등)의 고장으로 인해 TSC 요원이 DFC 변수 상태를 식별하지 못하거나, SAG 진입 조건이 충족되었을 때 인적 오류로 인해 허용 시간 내에 TSC 요원이 SAG 절차를 진행하지 않는 경우 실패할 수 있다. 일부 중대사고 시나리오는 해당 사고의 특성 상 특정 SAG의 수행이 필요하지 않을 수 있다. SAMG-FT에서 이러한 사고 시나리오들은 상위 사건에 대한 MCS를 생성할 때 제외되도록 모델링하였다.

두 번째 단계는 SAG가 실행되기 전에 SAG 수행에 필요한 사고 완화 계통의 가용성을 확인하고, 사고 진행 과정에서 발생할 수 있는 잠재적인 부정적 영향을 평가하는 것이다. 이 단계에서 정보 수집 및 계통 상태식별 작업은 TSC 요원이 SAG를 위해 구현될 수 있는 완화 수단들 (계통, 경로 및 자원)의 가용성을 확인하기 위해 수행한다. 계통 상태 정보는 TSC 요원 및 MCR 운전원들의 안전변수 표시 계통 또는 정보를 수집하여, 관련 계통이 불가용할 시 TSC 요원과 현장운전원간의 위성 전화 연락을 통해 얻을 수 있다. 만일 이러한 정보 계통에 고장이 발생한 경우, TSC 요원은 완화 계통이 작동 가능한 경우에도 그 가용성을 식별할 수 없다. 또한, TSC 요원은 완화 계통 가용성을 확인할 때 긴 점검 목록 (종종 10개 항목 이상)을 참고하기 때문에 TSC 요원의 누락 또는 잘못된 확인으로 완화 계통 상태를 올바르게 식별하지 못할 수 있다. 특히 이러한 유형의 인적 오류는 TSC 요원 및 MCR 운전원이 제한된 시간 내에 여러 계통의 가용성을 점검해야 하므로 기기 냉각 또는 전기 계통과 같은 지원 시스템 (Supporting System)을 필요로 하는 완화 계통에 대한 잘못된 확인 등의 가능성을 높일 수 있다. 모든 완화 수단을 확인한 후, TSC 요원은 현재 발전소 상태에 대한 부정적인 영향을 고려하여 SAG의 실행 여부를 최종적으로 결정한다. 이 과정에 영향을 미칠 수 있는 변수로는 부정적 효과의 가능성, 부정적 효과 평가의 어려움, 부정적 효과로 인한 완화 조치 이행에 대한 부담 등이 있다. 예를 들어, 상황을 고려할 때 부정적 효과의 가능성이 유의하지 않고 완화 전략의 이행 부담이 낮다면 SAG 수행 결정이 쉽게 내려질 수 있다. 실제 SAG 수행에 대한 의사 결정의 수준과 부담 정도는 운전원마다 상대적이지만 결정나무 (Decision Tree) 및 퍼지 이론 (Fuzzy Logic) [16] 등의 방법론을 이용하여 의사 결정 가능성을 평가할 수 있으며, 다양한 사고 시나리오에 대한 정확한 인적 오류 확률 (Human Error Probability; HEP)을 얻기 위해서는 추가 연구가 필요하다.

마지막 단계로 TSC 요원은 MCR 운전원에게 상세한 완화 계통 및 경로, 전략과 관련된 제한사항, 부정적 영향과 관련된 완화 조치 등에 대한 정보를 전달한다. 이 과정에서 MCR 조치만으로 완화 전략이 달성될 수 있는 경우, MCR 운전원만으로 SAG 조치ㅏ를 수행할 수 있다. 이 경우 발전소에 이미 설치되어있는 펌프와 밸브 같은 고정형 계통이 사고 완화에 사용되며, 이러한 안전 계통의 고장은 SAG 수행 실패의 원인이 된다. MACST 설비를 이용한 현장 작업

이 필요한 경우, 현장운전원은 위성 전화 등 사용 가능한 통신 회선을 통해 MCR 운전원과 긴밀히 협조하여 작업을 수행해야 한다. 이 경우, 이동형 펌프 등의 MACST 장비와 안전 주입 경로를 허용 시간 내에 확보해야 되기 때문에 MCR 운전원과 현장운전원의 강도 높은 교육 및 훈련이 요구된다. 또한, 고정형 완화 계통과 MACST 장비의 수행 및 복구와 관련된 인적 오류는 SAG 수행 실패의 잠재적 원인으로 간주된다.

제2절 발전소 손상군 업데이트

SAMG-ET/FT의 결과로 도출된 모든 사고 시나리오는 다수의 MCS로 구별된다. 각 MCS는 다음의 두 가지의 정보를 포함한다.

1) 노심 손상을 일으킬 수 있는 기본 사건 조합
2) SAGs 실패를 일으킬 수 있는 SAMG 관련 기본 사건 조합

표 2는 5가지 예시 MCS를 보여준다. SAMG Sequence 번호는 성공 혹은 실패된 SAG들의 조합을 나타낸다. 예를 들어, 첫번째 MCS의 SAMG Sequence 번호는 3 (SAMG #3)이며, 그림 4의 SAMG-ET 예시에서 SAMG #3은 SAG-A, SAG-C, SAG-D 수행에 성공하고 SAG-B 수행에는 실패한 시나리오를 의미한다.

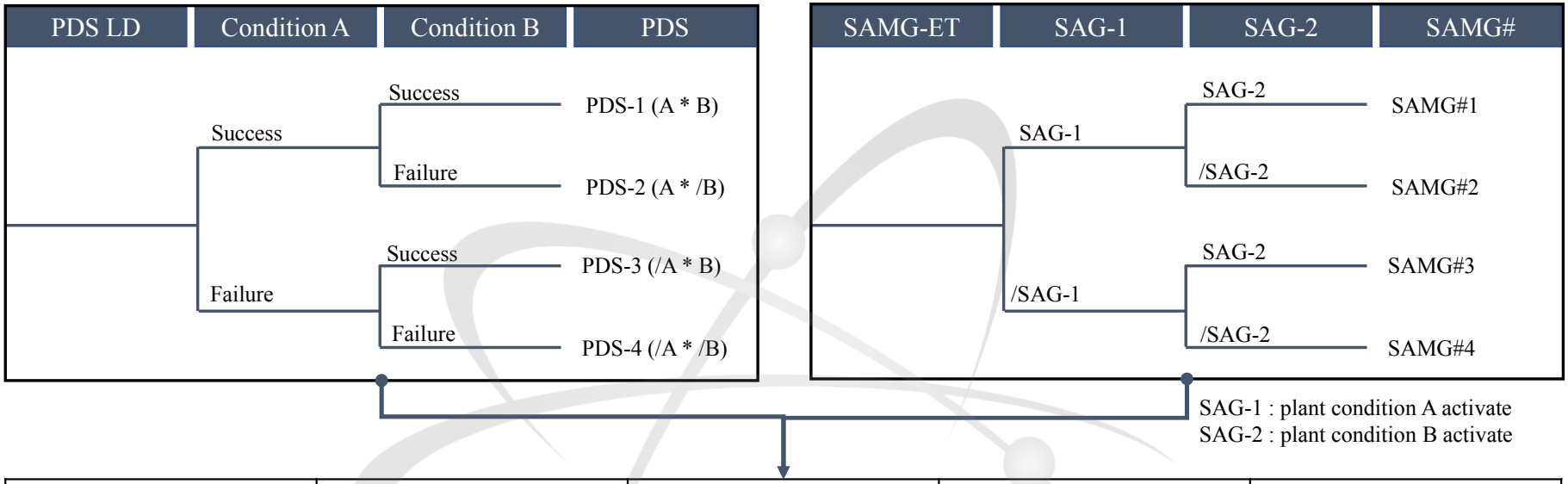
표 2. SAMG-ET/FT 모델의 최소단절집합 분석 결과 예시

MCS #	Freq-uency	Type 1. Level 1 PSA MCSs				Type 2. SAMG MCSs		
		Intiating Event	Basic Event-1	Basic Event-2	Accident Sequence	SAMG Sequence	Basic Event-1	Basic Event-2
1	f_1	%ITLOCCW	A	B	TLOCCW-4	SAMG#3	G	H
2	f_2	%ILOOP	C	D	SBO-38	SAMG#4	G	I
3	f_3	%ISGTR-SG1	E	-	SGTR-13	SAMG#6	J	K
4	f_4	%IML-2A	F	-	MLOCA-3	SAMG#9	K	-
5	f_5	%IRVR	-	-	RVR-1	SAMG#10	G	K

다음 단계로는 Level 2 PSA 모델을 이용해 기존 PDS를 각 최소단절집합에 할당하고 SAMG 수행으로 인해 변경된 PDS로 업데이트한다. PDS는 발전소의 물리적 조건뿐만 아니라 모든 불가용 안전 기능을 포함하는 발전소 조건 상태를 의미한다. Level 2 PSA 모델에는 모든 사고 순서와 PDS 번호 간의 관계가 반영되므로, PDS 번호는 모든 최소단절집합의 정보에 쉽게 추가될 수 있다. 예를 들어, 1번째 최소단절집합의 사고 Sequence는 TLOCCW-4이며 본 연구에 사용된 Level 2 PSA 모델에 따르면, 해당 MCS의 PDS 번호는 39로 할당될 수 있다. 이전 단계에서 최소단절집합에 할당된 PDS 번호는 Level 1 PSA 정보를 통해서만 도출될 수 있다 (표 2의 Type 1). 성공적인 SAMG 수행으로 인하여 발전소 조건이 바뀔 수 있기 때문에 기존 PDS는 추가적인 SAMG 정보에 기반해 업데이트되어야 한다 (표 2의 Type 2).

이를 위해 PDS-ET와 SAMG-ET를 기반으로 PDS-SAMG 표를 개발하였다. 그림 6은 개발 과정의 예시를 보여준다. 그림 6에서 두 가지 조건이 있는 4개의 PDS와 2개의 SAG가 있는 4개의 SAMG 순서를 가정한다. 여기서 SAG-1 수행은 발전소 조건 A를 활성화하고, SAG-2 실행은 발전소 조건 B를 활성화한다. 예를 들어, SAMG#2 (SAG-1*/SAG-2)의 SAG-1이 발전소 조건 A를 활성화함에 따라 PDS-3 (/A*B) 및 SAMG#2 (SAG-1*/SAG-2)의 경우 PDS-1 (A*B)로 갱신된다. 조건 A를 활성화하는 SAG-1가 조건 A가 이미 활성화된 PDS-1과 PDS-2에서는 수행되지 않기 때문에 '해당되지 않음' (N.A.)으로 구분된 7개의 사례가 있다.

이론적으로, PDS와 SAG Sequence와의 조합에 대한 경우의 수는 PDS의 수와 SAG 순서의 수의 곱으로 표현된다. 즉, 그림 6의 예시에서는 16개의 PDS-SAMG 조합이 고려되어야 한다. 하지만 실제 원전의 경우, PDS-SAMG의 조합의 수가 너무 커서 갱신된 PDS를 수작업으로 업데이트할 수 없다. OPR-1000은 39개의 PDS와 48개의 SAMG 순서를 가져 총 1872개의 조합이 있다. 이를 자동적으로 평가하기 위해, PDS-SAMG 표를 자동으로 계산하는 SAMS (SAMG Modeling Supporter) 소프트웨어가 그림 7과 같이 개발되었다. SAMS는 PDS-ET와 SAMG-ET 모두를 읽어, 분석가가 각 PDS의 heading이 활성화되는 SAG의 정보를 입력한다. 이후, SAMS는 자동으로 PDS와 SAMG의 모든 조합에 대해 갱신된 PDS를 도출하고 PDS-SAMG 표를 생성한다.



Updated PDS	SAMG#1	SAMG#2	SAMG#3	SAMG#4
PDS-1	*N.A.*	*N.A.*	*N.A.*	PDS-1
PDS-2	*N.A.*	*N.A.*	PDS-1	PDS-2
PDS-3	*N.A.*	PDS-1	*N.A.*	PDS-3
PDS-4	PDS-1	PDS-2	PDS-3	PDS-4

그림 6. PDS-SAMG 분석 예시

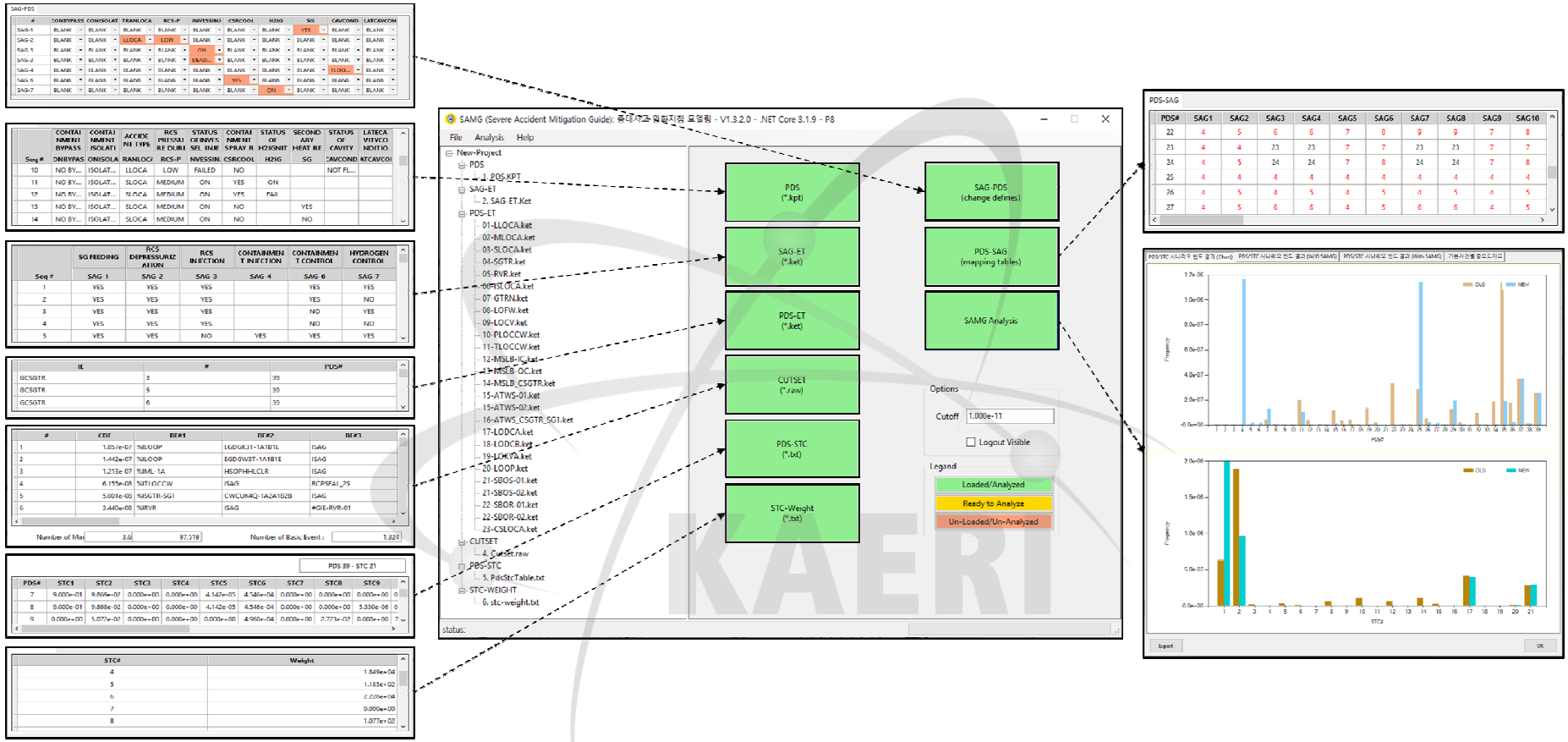


그림 7. PDS-SAMG 표 생성용 SAMS 소프트웨어

제3절 방사선원 방출군 리스크 정량화

PDS 업데이트 단계에서 1) Level-1 PSA 결과, 2) SAMG 정보, 3) 업데이트된 PDS 정보를 MCS 형태로 포함하는 사고 시나리오가 얻어진다. STC 정량화 단계에서는 모든 최소단절집합에 대한 STC 빈도가 평가되며, 최종적으로 격납건물 건전성이 평가된다. 이를 위해 업데이트된 PDS 번호로부터 STC 빈도를 계산하는 데 PDS-STC 표가 사용된다 [17].

PDS-ET 사고 Sequence와 PDS 간 관계는 전사 함수 (Surjective Function)이다. 즉, PDS-ET의 사고 Sequence 하나가 PDS 하나로만 분류되어 PDS-ET의 사고 Sequence의 수가 PDS의 수보다 훨씬 많기 때문에 여러 사고 Sequence는 하나의 PDS로 분류될 수 있다.

PDS와 CET 간의 관계는 이산우도함수 (Discrete Likelihood Function)이다. 이는 하나의 PDS가 일정 확률을 가지며 모든 CET에 분포한다는 의미이다. 여기서 하나의 PDS에서 비롯되는 모든 확률의 합은 1이어야 한다.

CET와 STC의 관계 또한 전사 함수 (Surjective Function)이다. 이는 CET의 한 사고 Sequence가 하나의 STC로 분류된다는 것을 의미한다. CET의 사고 Sequence의 수가 STC의 수보다 많기 때문에 CET의 여러 사고 Sequence는 하나의 STC로 분류된다.

STC를 평가하기 위한 세 가지 변수들인 PDS, CET, STC의 관계는 그림 8과 같다. 그림 8에서 PDS-ET의 사고 Sequence의 수, PDS의 수, CET에서 사고 Sequence의 수, STC의 수는 각각 n, m, k 및 j이다. PDS-ET에서 첫번째 사고 Sequence, 즉 PDS ET-1은 PDS-1로 분류된다. PDS-1은 각 확률 (ν_{11}에서 ν_{1k})을 가지며 모든 CET에 분산되며 아래 식과 같이 그 합은 1이다. CET의 각 사고 Sequence는 하나의 STC로 분류되며 CET-1, CET-2, CET-3은 각각 STC-2, STC-j 및 STC-1로 맵핑된다.

$$\sum_{x=1}^{k} v_{ix} = 1, \text{ where } i = 1, 2, \ldots, m$$

PDS-ET, PDS, CET 및 STC 간의 논리적 관계를 이용하여 PDS-ET와 STC 간의 맵핑 분율을 평가할 수 있다. 이후, PDS 빈도와 PDS-STC 분율을 곱하여 STC 수에 따라 각 최소단절집합을 다수의 최소단절집합으로 확장한다.

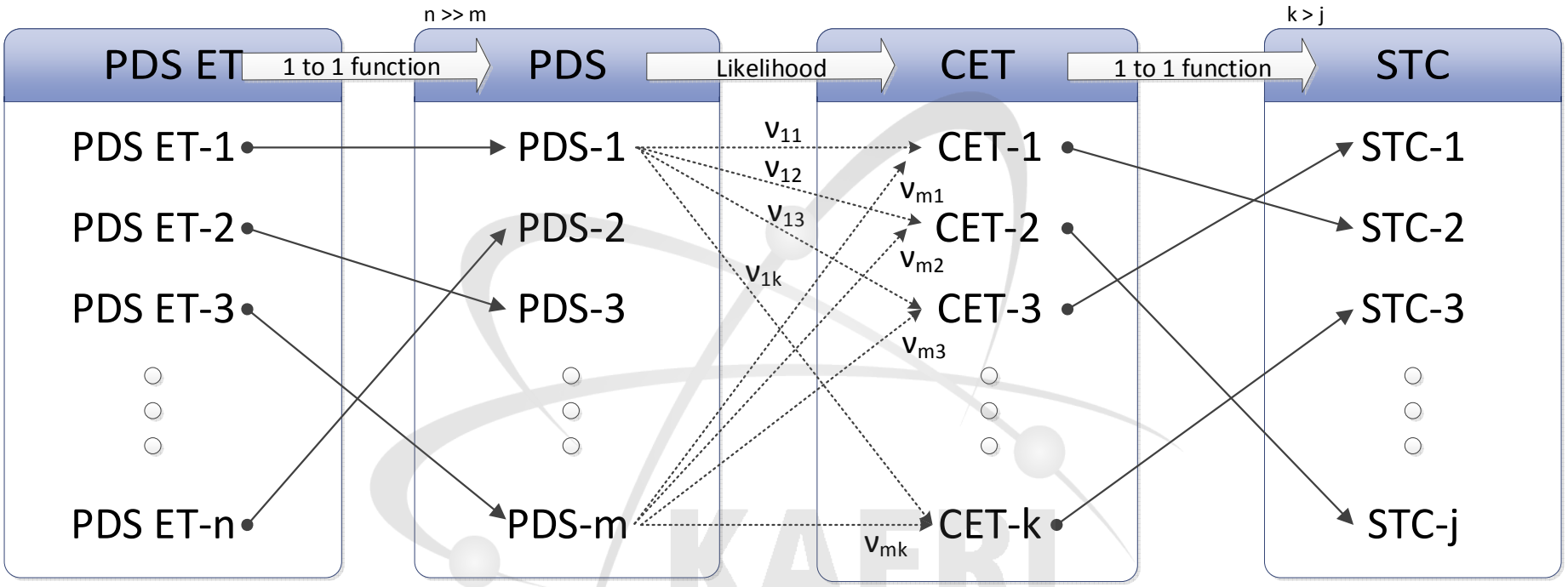


그림 8. PDS-ET, PDS, CET, STC 간의 관계도 [17]

제4장

OPR-1000 원전 L2 PSA 모델 적용 결과

제1절 SAMG-ET/FT 모델 개발
제2절 SAMG를 반영한 발전소 손상군 업데이트 결과
제3절 SAMG를 반영한 방사선원 방출군 리스크 분석 결과

KAERI

KAERI

제4장 OPR-1000 원전 L2 PSA 모델 적용 결과

본 장에서는 앞서 제안된 SAMG의 L2 PSA 모델링 방법론을 OPR-1000 PSA 모델에 적용한 결과를 서술한다. OPR-1000은 국내에서의 건설 및 운영 경험이 통합된 발전소 표준화 사업의 결과로 개발된 가압 경수형 원자로이다 [18]. 주요 계통으로는 원자로 용기, 두 개의 원자로냉각재계통 배관 (4개의 저온관과 2개의 고온관), 두개의 증기발생기 및 네 개의 원자로냉각재 펌프와 고온관 중 하나와 연결된 가압기가 있다.

OPR-1000의 안전계통은 안전주입계통 (Safety Injection System; SIS), 안전감압계통 (Safety Depressurization System; SDS), 보조급수계통 (Auxiliary Feedwater System; AFWS) 및 격납건물살수계통 (Containment Spray System; CSS)을 포함한다. SIS는 원자로냉각재계통 배관에 충분한 냉각수를 공급하여 노심에서 발생하는 에너지를 장시간 제거하고 다양한 설계기준사고 (Design Basis Accident; DBA)에 대한 피복재 내 금속-물 반응이 없도록 설계되었다. 각 SIS계열에는 재장전수탱크 (Refueling Water Tank; RWT)에 연결된 2개의 안전 주입 펌프와 격납건물 재순환 집수조가 있다.

SDS는 발전소 냉각을 위해 급수-배수 (Feed-and-Bleed) 작업이 필요한 경우 원자로냉각재계통을 감압할 수 있는 안전 등급 수단을 제공한다. 가압기 상부에 위치하는 SDS 밸브는 가압기에서 격납건물 내부로 증기의 유로를 만든다.

AFWS는 원자로냉각재계통의 열 제거를 위해 증기발생기에 급수를 제공하도록 설계되었다. DBA의 경우, AFWS는 증기발생기를 재충수하여 기존 튜브 틈을 통한 방사선원항 누출을 최소화하는 기능을 수행한다. AFWS는 응축수 저장 탱크 (Condensate Storage Tank; CST)와 연결된 두 개의 모터 구동식 펌프와 두 개의 터빈 구동식 펌프를 통해 급수를 전달한다.

CSS는 격납건물 내부의 냉각수 누출에 따라 격납건물의 압력과 온도를 낮추기 위해 설계된 안전 계통이다. 또한 격납건물 내 대기 중의 방사선원항을 제거하며 대기를 혼합하여 가연성 가스가 국지적으로 축적되는 것을 방지한다. CSS는 RWT의 냉각수를 격납살수로 사용하는 반면 재순환 시 각 배관이 별도의 격납건물 재순환 집수조 (Recirculation Sump)로부터 흡입한다. OPR-1000의 주요 구성 요소 및 안전 계통의 배치 개략도는 그림 9와 같다.

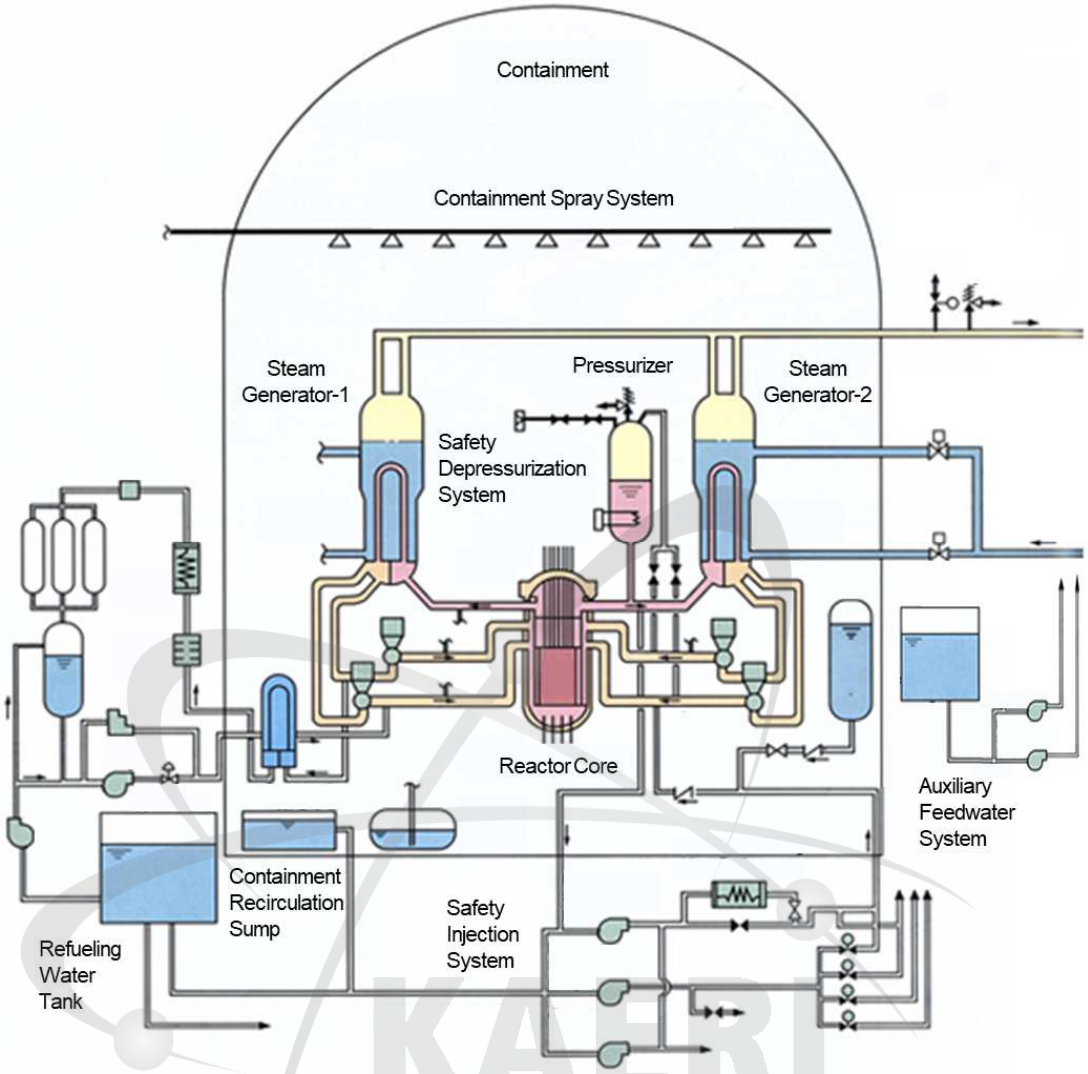


그림 9. OPR-1000 원전의 주요 안전 계통 [19]

제1절 SAMG-ET/FT 모델 개발

중대사고 시 TSC 요원에 의해 SAMG에 진입하면, 발전소 안전변수가 감시되고, 그림 1과 같이 DFC 흐름도에 따라 SAG-1에서 SAG-7가 수행한다. 표 1과 같이 OPR-1000에 대한 SAG-1부터 3까지는 원자로 용기 내 사고 완화 전략에 관한 것이고, SAG-4는 공동침수를 통해 용융된 노심의 용기 내 보존과 관련이 있으며, SAG-6과 7은 격납건물의 건전성을 유지하고 외부로의 방사선원항 누출을 방지하는 것을 목표로 하며 원자로 용기 외부의 사고 완화에 초점을 맞춘다.

본 연구에서는 SAG-5 모델링은 제외한다. SAG-5는 방사성 물질이 외부로 누출될 경우, 방사선원항의 누출량을 줄이기 위해 수행된다. 그러나 이러한 경우, 누출양이 Level 2 PSA에 정의된 대량 기준을 초과할 가능성이 높으며, SAG-5의 수행으로 방사선원항의 누출을 감소시

킬 수는 있지만 그 자체로는 누출을 막을 수 없다. 그러므로 SAG-5의 수행 여부는 Level 2 PSA의 주요 결과인 대량 방출빈도 (Large Release Fraction; LRF) 결과에 영향을 미치지 않는다. 예를 들어, SGTR 사고에서는 SAG-5가 수행되기 전에 방사성 물질이 이미 환경에 누출되었기 때문에 SAG-5 수행과 관계없이 모든 SGTR 사고 시나리오는 LRF로 간주된다.

본 연구에서 SAMG 전략에 고려된 OPR-1000의 안전계통은 표 3과 같다. OPR-1000에 설치된 안전계통은 각 SAMG 전략에 사용될 수 있는 고정형 설비로 간주하며 이동형 펌프와 같은 MACST 장비는 SAG-1, 3, 4, 6과 같은 관련 SAG의 고정형 계통이 불가용할 경우 사용되는 것으로 가정한다. 예를 들어, SAG-3을 실행할 때 안전 주입 펌프를 사용할 수 없는 경우, 운전원은 주요 배관에 이동형 펌프를 부착해 소방차 등 사용 가능한 다른 수원을 활용하여 원자로냉각재계통에 냉각수를 주입할 수 있다고 가정한다.

그림 10은 OPR-1000 SAMG에 대해 개발된 SAMG-ET/FT 모델과 PDS-ET를 통합한 OneTop FT 모델을 보여준다. SAMG-ET 모델은 OPR-1000 SAMG의 DFC에 있는 SAG 수행 순서를 고려하여 개발되었다. 노심 출구 온도가 650℃를 초과하고 SAMG에 진입한 후, TSC 요원은 먼저 SAG-1의 DFC 변수인 증기발생기 수위를 확인하고 SAG-1을 수행할지 여부를 결정한다 (그림 10 상단의 SAG-1). 만약 DFC 변수가 안전 기준에 미치지 못하고 TSC 요원이 SAG-1 전략을 성공적으로 수행했을 때, 사고 Sequence는 SAG-1 Heading의 위쪽 분기 (Upper Branch)로 진행된다. 이와 달리, DFC 변수가 안전 기준을 충족하거나 요원이 SAG-1을 수행할 수 없는 경우, 사고 Sequence는 SAG-1 Heading의 아래쪽 분기 (Lower Branch)로 진행된다. 이 과정은 SAMG-ET 모델에서 Heading으로 모델링된 각 SAG에 대해 반복된다. 또한, SAMG-ET 모델은 3.1.1절에서 설명된 ET 분기 규칙에 근거하여 각 SAG 간 비논리적인 분기를 제외하여 개발되었다. 예를 들어, SAG-3 및 SAG-4 전략은 동일한 안전 기능을 수행하는데 이는 SIS를 통해 냉각수를 주입하거나 (SAG-3), CSS를 통해 원자로 공동에 냉각수를 채워 (SAG-4) 원자로냉각재계통을 냉각시키는 것이다. SAG-3이 성공적으로 수행되었을 경우, SAG-4의 DFC 변수가 안전 기준을 넘지 않을 것으로 평가되므로 SAG-3이 성공적으로 수행될 경우 SAG-4 Heading 아래의 분기 (그림 10의 파란색 원)는 모델링하지 않는다.

표 3. OPR-1000 원전의 SAMG 전략별 성공 경로

완화 기능	전략	고정형 계통	이동형 계통
Prevention of core melt-through (in-vessel)	SG Injection (SAG-1)	Feedwater pump (MDP, TDP) SG depressurization (ADV, MSSV, TBV)*	Portable pump (diesel) SG depressurization (ADV, MSSV, TBV)
	RCS Depressurization (SAG-2)	Safety depressurization valve	-
	RCS Injection (SAG-3)	High-pressure safety injection (HPSI) pump	Portable pump (diesel)
Prevention of radioactive material release (ex-vessel)	Containment Injection (SAG-4)	Containment spray pump	Portable pump (diesel)
	Containment Condition Control (SAG-6)	Containment spray pump	Portable pump (diesel)
	Containment Hydrogen Control (SAG-7)	H_2 igniter	-

*ADV: Atmospheric Dump Valve; MSSV: Main Steam Safety Valve; TBV: Turbine Bypass Valve

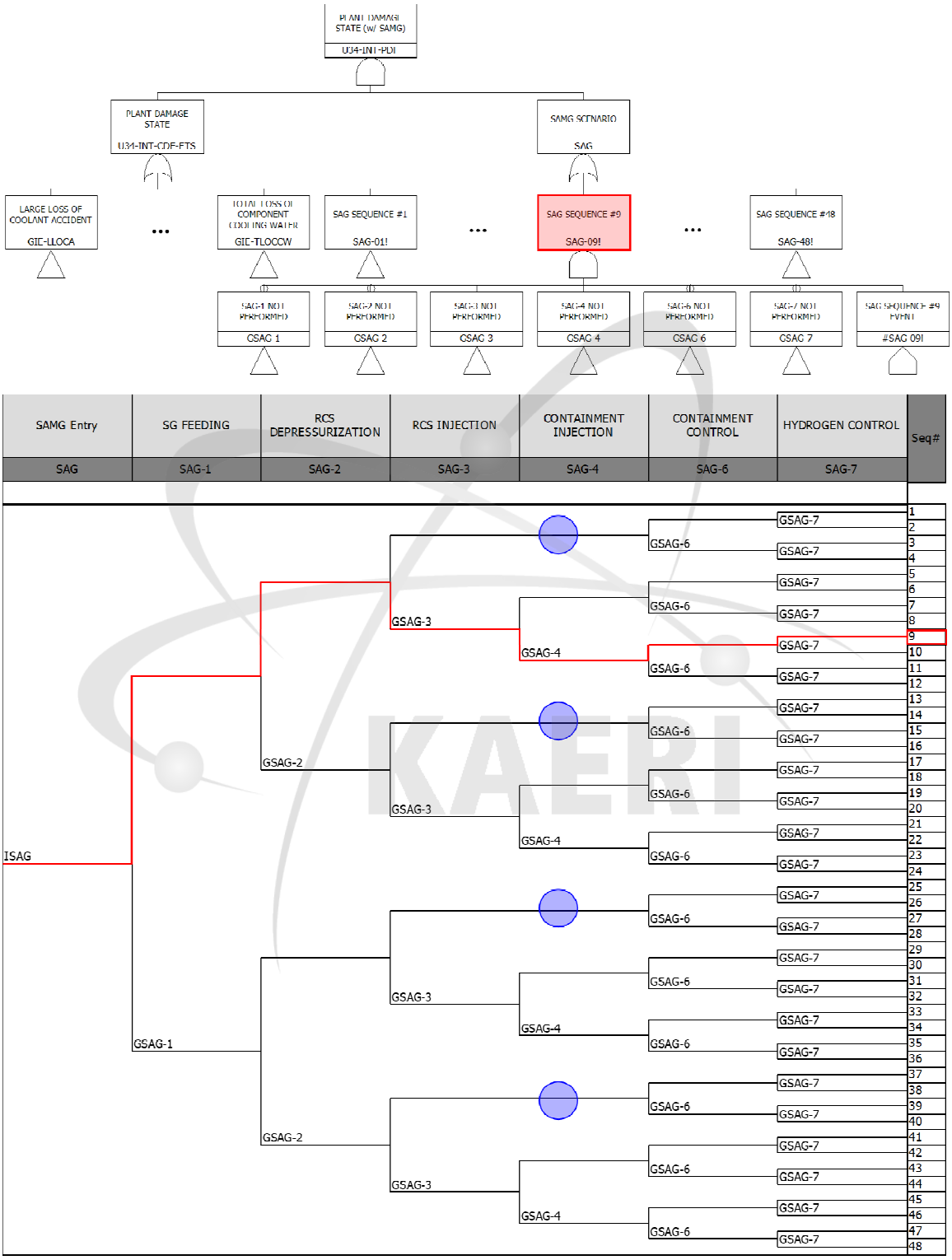


그림 10. OPR-1000 원전에 대한 SAMG-ET 모델

SAMG-ET 모델에서 각 SAG Heading을 구성하는 논리는 3.1.2. 절에서 설명한 바와 같이 SAMG-FT 모델의 형태로 개발되었다. 그림 11은 SAG-3 전략을 위해 개발된 FT 모델을 보여준다. SAMG-FT 모델에서, 상위 사건은 'SAG-3 미수행 (SAG-3 Not Performed)'으로 정의되며 여기에는 1) SAG-3 진입조건 미충족 (SAG-3 Entry Condition Not Satisfied), 2) SAG-3 수행 조건 미충족 (SAG-3 Implementation Condition Not Satisfied), 3) SAG-3 수행 실패 (SAG-3 Implementation Failed)의 세 가지 주요 원인이 모델링되었다.

'SAG-3 진입조건 미충족' 원인과 관련하여, TSC 요원은 계측기 고장 (그림 11의 GSAG3ENCINST 게이트) 또는 SAG-3 진입조건 (그림 11에서 ASVDSAG3 사건) 판단 오류로 인해 노심 출구 온도 (SAG-3의 DFC 변수)를 식별하지 못할 수도 있다. SAG-3의 시나리오 종속성 (그림 11에서 GSAG3ENCD 게이트)은 SAG-3를 실행해야 하는 PDS-ET Sequence를 포함한다. 예를 들어, PDS-ET의 LLOCA Sequence #01-06은 저압 안전 주입 및 고압 안전주입 재순환이 성공한 시나리오를 나타내므로 SAG-3의 시나리오 종속성에서 제외된다. 이 경우, 노심 출구 온도는 SAMG 진입 전 발전소 사고 완화 중 충분한 원자로냉각재계통의 냉각 능력이 저압 안전 주입 및 고압 안전주입 재순환에 의해 이미 제공되었을 것이기 때문에 SAG-3 진입 조건을 초과하지 않을 것으로 가정하였다. SAG-3이 수행되어야 하는 다른 LLOCA Sequence들(#07-14)은 SAG-3의 시나리오 종속성 게이트에 추가되었다.

'SAG-3 수행 조건 미충족'의 경우, 안전변수지시계통 (Safety Parameter Display System; SPDS), MCR 안전변수지시 (Safety Parameter Display; SPD), 위성 전화 (그림 11에서 GSAG3IS)와 같은 발전소 상태 정보 계통의 고장이 모델링되었으며, 완화 계통 상태에 대한 부정확한 진단을 초래하는 인적 오류 (그림 11에서 ADASAG3)가 모델링되었다. 발전소 상태에 대한 잠재적인 부정적 영향을 고려하여 SAG-3을 수행하지 않기로 한 TSC 요원의 판단 (그림 11의 ADPSAG3)이 또 다른 원인으로 추가되었다. SAMG 지침에는 TSC 요원에게 SAMG를 수행함에 따라 유발될 수 있는 발전소 상태에 대한 잠재적 부정적 영향이 명시되어 있다. 예를 들어, 노심-콘크리트 상호작용이 진행되는 동안 SAG-3 중에 원자로냉각재계통에 냉각수를 주입할 경우 SAG-3 전략은 원자로 건물의 과압을 유도할 수 있다. 이 경우, TSC 요원은 원자로냉각재계통으로의 안전 주입 속도를 제한하거나 SAG-3보다 원자로 건물 냉각 조치 (SAG-4 및 SAG-6)를 우선시해야 한다.

'SAG-3 수행 실패'의 경우, 해당 SAG 수행 시 사용되는 고정형 설비 (그림 11에서 GSAG3IMPFM)과 이동형 설비 (그림 11에서 GSAG3IMPPM)을 포함한 완화 계통의 고장을 모델링한다. SAG-3의 경우, 표 3과 같이 고압안전주입 펌프 및 이동형 디젤 구동 펌프가 완화 조치에 사용된다고 가정한다. SAG-3를 수행하는 동안, 이동형 펌프를 사용한 안전 주입 작업은 펌프 작동 및 밸브 위치 지정과 같은 현장운전원들의 복잡한 조치들이 허용 시간 내에 이루어져야 한다. 따라서 고정형 및 이동형 안전 주입 계통의 실행과 관련된 인적 오류는 SAG-3 수행 실패의 잠재적 원인으로 간주된다.

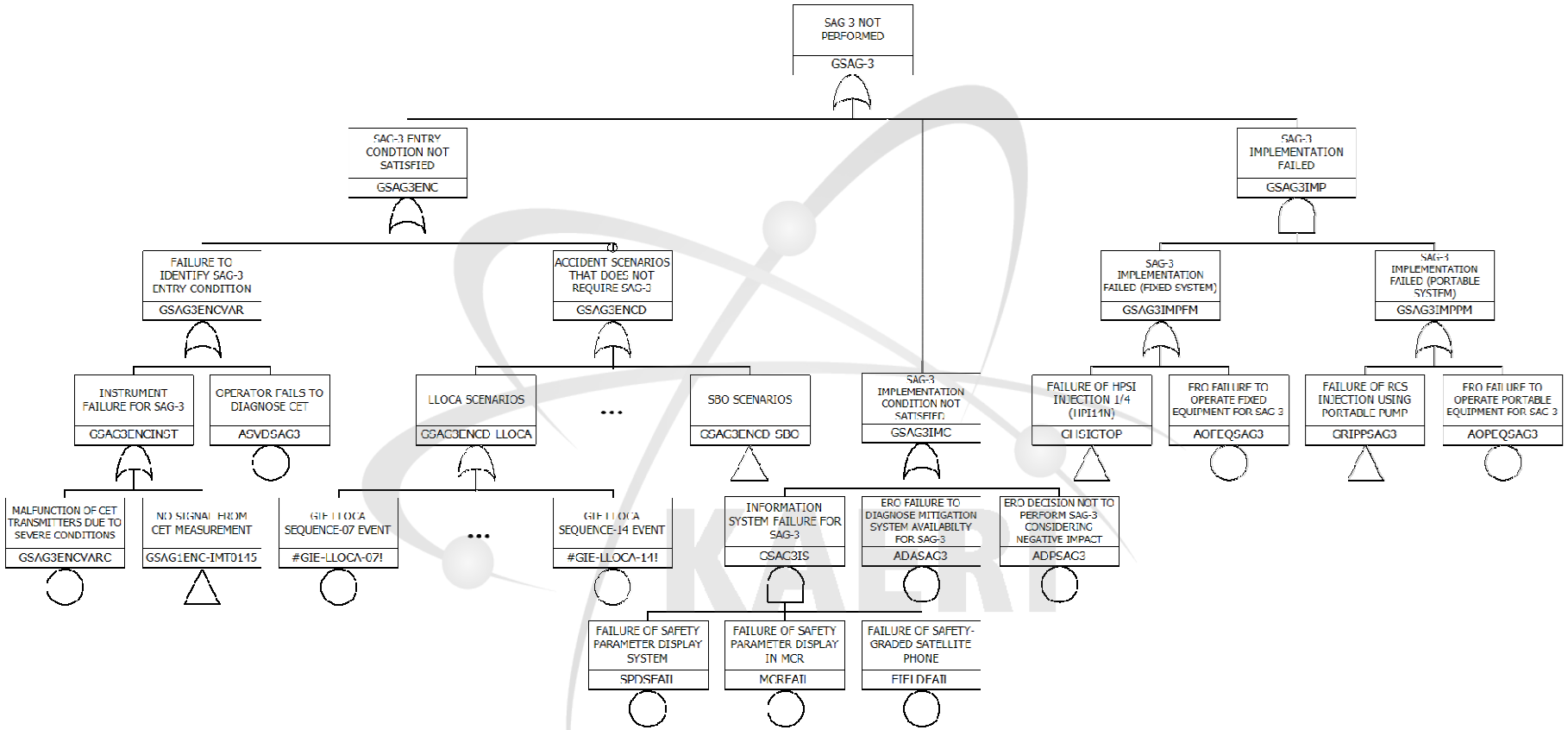


그림 11. OPR-1000 원전의 SAG-3 전략에 대한 SAMG-FT 모델

다른 SAG에 대한 SAMG-FT 모델도 유사한 방식으로 개발되었다. SAMG-FT 모델에서 SAMG 관련 기본 사건의 확률은 표 4, 5와 같이 문헌 검토와 전문가의 판단에 따라 정량화되었다. 표 4는 SAMG-FT에서 모델링된 계측, 정보 및 MACST 장비의 기계적 고장과 관련된 확률을 가진 기본 사건을 보여준다. 계측의 무작위 고장 확률은 1.00E-03에서 1.00E-04까지이기 때문에 계측 및 DFC 변수 정보 계통의 무작위 고장 확률로 1.00E-03을 가정했다. 또한, SAMG 진입 후 계측기가 극한조건에 있다는 점을 감안하여 계측기 오작동 확률을 1.00E-01로 가정하였다. 표 5는 SAMG-FT에서 모델링된 근본적인 SAMG의 인적 조치 관련 확률을 가지는 기본 사건들을 나타낸다. HEP 값은 중대사고에 대한 SAMG에 대한 배경지식과 실용성을 충분히 알고 있는 인간 신뢰성 분석 (Human Reliability Assessment; HRA) 전문가로부터 평가된다.

일반적으로 작업이나 조치가 취해져야하는 특정 상황이나 조건에서 HEP를 평가하는 HRA는 몇 가지 중요한 인간과 관계된 수행 특성인자뿐만 아니라 초기 진단, 조치 및 초기 인적 오류 복구에 사용할 수 있는 시간을 포함하여 시나리오 특성을 식별해야 한다. 그러나 SAG가 요구되는 모든 사고 시나리오의 맥락을 분석하고 도출하기 위해선 많은 자원이 필요하므로 본 연구에서는 특정 HRA 방법을 적용하는 대신 HRA 전문가의 각 SAG와 관련된 기본 작업들에 대한 HEP의 대략적인 추정치를 사용하였으며, 그 근거는 다음과 같다.

- **ERO가 발전소 안전변수의 상태를 진단하지 못함** : 해당 작업은 DFC에서 발전소 안전변수의 상태를 점검하여 특정 SAG에 진입하는 것과 관련이 있다. 대부분의 DFC 변수는 단일 변수 (SG 수위, 가압기 압력, 노심 출구 온도, 격납건물 수위, 격납건물 압력, 수소 농도)로 구성된다. 중대사고에서 발전소 상태는 대부분의 상황에서 불안전한 상태로 향하리라 예상되어, 안전변수 상태를 오판할 인적 오류의 가능성은 매우 낮게 보이므로 이 작업과 관련된 HEP는 1.00E-03으로 할당하였다.

- **ERO가 각 SAG 수행을 위한 완화 계통 가용성을 진단하지 못함** : 특정 SAG에 진입한 후 ERO는 전략 구현과 관련된 완화 계통의 가용성을 확인한다. 이 과정에서 계통, 구성 요소, 경로 및 재고를 우선순위대로 확인하며, 계통 가용성에 대한 대부분의 정보는 ERO가 SAMG에 진입하기 전 EOP 체제에 있는 동안 이미 확인되었을 것으로 추정된다. 해당 작업은 여러 계통과 구성 요소의 상태에 대한 간단한 점검으로 간주되기 때문에, 이 작업과 관련된 HEP는 1.00E-02로 할당하였다.

- **ERO가 부정적인 영향을 고려해 SAG 전략을 수행하지 않음** : 각 SAG에서 ERO는 수행하는 전략과 관련한 모든 부정적 영향이나 결과를 평가해야 한다. 이 때, 부정적인 영향이 긍정적인 효과보다 더 크다고 우려하는 경우 주어진 전략을 실행하지 않기

로 결정할 수 있다. 본 연구에서 해당 결정의 확률은 각 전략과 관련된 부정적 영향의 가능성에 기초하여 추정된다. 전문가 판단 겨로가, SAG-2, SAG-3, SAG-4, SAG-6과 관련한 부정적 영향의 가능성은 낮은 것으로 보이며 따라서 전략을 실행하지 않기로 결정할 확률은 1.00E-03으로 할당하였다. 반면, SAG-1 (SG 급수 주입)의 경우, 건조된 SG에 차가운 물을 주입할 때 제어 불가능한 방식으로 SG 튜브에 열충격이 가해질 가능성이 있다. 또한, 현장에서 SG에 냉각수를 주입하기 위해 이동형 펌프를 사용하는 것을 고려할 때 주입 유량을 안정적으로 제어해야 하는 작업이 까다롭게 보이므로 열충격 확률 증가에 대해 ERO가 우려할 가능성으로 인해 SAG-1 전략을 수행하지 않기로 결정하는 확률에 더 높은 5.00E-02가 할당하였다. SAG-7 (격납건물 수소 제어)의 경우, 점화기 작동에 의한 수소 연소로 인해 격납건물 내부의 국지적 부분에서 온도와 압력이 순간적으로 증가할 가능성이 있다. 이러한 부정적 효과에 대한 우려를 고려하여 SAG-7을 수행하지 않기로 결정할 확률은 1.00E-02로 할당하였다.

- **ERO가 SAG를 따르는 도중 고정식 계통 운전에 실패** : 해당 사건은 전략 구현을 위한 고정식 계통의 사용과 관련이 있으며, 대부분은 MCR 운전원만이 제어할 수 있다. 특정 조치의 경우, 장기적인 감시와 제어가 필요하며 다른 조치의 경우 사용 가능한 제한 시간 내에 별도의 조치를 완료해야 한다. 이러한 수준의 복잡성을 고려하여, 해당 작업과 관련된 HEP는 1.00E-02로 해당된다.

- **ERO가 SAG를 따르는 도중 이동형 계통 운전에 실패** : 해당 사건은 전략 수행을 위한 이동형 펌프와 같은 이동형 장비를 사용하는 것과 관련이 있다 (SAG-2 및 SAG-7의 경우는 제외). 해당 전략을 실행할 때 이동형 장비의 사용은 현장 요원에게 이동형 장비의 운송, 설치, 정렬 및 운영, 모든 잠재적 부정적 영향에 대한 장기 감시 및 장기적 제어와 같은 일련의 조치 또는 활동에 대한 고려가 필요하다. 성공적인 전략 수행을 위해서는 TSC, MCR, 운영 지원 센터, 현장 비상 요원 간의 조정, 협력과 소통은 필수적이다. 여기에 요구되는 높은 수준의 전략 수행 복잡성을 고려하여, 이 경우 HEP는 1.00E-02로 할당하였다.

표 4. OPR-1000 원전 SAMG-FT 모델 내 SAMG 관련 기본 사건 (기계) 목록

SAG	기본 사건 명칭	유형	설명	값
SAG-1	GSAG1ENCVARC	Mechanical (Instrumentation)	Malfunction of SG level transmitter due to severe condition	1.00E-01
	SPDSFAIL*	Mechanical (Information)	Failure of Safety Parameter Display System (SPDS)	1.00E-03
	MCRFAIL*	Mechanical (Information)	Failure of MCR SPD	1.00E-03
	FIELDFAIL*	Mechanical (Information)	Failure of safety-graded satellite phone	1.00E-03
	DDPPSSAG1	Mechanical (MACST)	DDP (standby) fails to start	4.36E-03**
	DDPPR1SAG1	Mechanical (MACST)	DDP (standby) fails to run (< 1hr)	9.81E-04**
	DDPPR2SAG1	Mechanical (MACST)	DDP (standby) fails to run (> 1hr)	4.55E-02**
SAG-2	GSAG2ENCVARC	Mechanical (Instrumentation)	Malfunction of PZR pressure sensors due to severe conditions	1.00E-01
SAG-3	GSAG3ENCVARC	Mechanical (Instrumentation)	Malfunction of CET transmitters due to severe conditions	1.00E-01
	RCMTYS-IMT01-45	Mechanical (Instrumentation)	Failure of CET transmitters	1.00E-03
SAG-4	GSAG4ENCVARC	Mechanical (Instrumentation)	Malfunction of containment level transmitter due to severe conditions	1.00E-01
	CMLTYA-0027	Mechanical (Instrumentation)	Failure of containment level transmitter CML-0027	1.00E-03
	CMLTYA-0029	Mechanical (Instrumentation)	Failure of containment level transmitter CML-0029	1.00E-03
SAG-6	GSAG6ENCVARC	Mechanical (Instrumentation)	Malfunction of containment pressure transmitters due to severe conditions	1.00E-01
SAG-7	GSAG7ENCVARC	Mechanical (Instrumentation)	Malfunction of containment H_2 concentration transmitters due to severe conditions	1.00E-01
	CMHAY-CMA0005	Mechanical (Instrumentation)	Failure of containment H_2 concentration transmitter CMA-0005	1.00E-03
	CMHAY-CMA0006	Mechanical (Instrumentation)	Failure of containment H_2 concentration transmitter CMA-0006	1.00E-03

* The event is also applicable to SAG-2, 3, 4, 6, and 7.

** The values were referred by [20], [21]

표 5. OPR-1000 원전 SAMG-FT 모델 내 SAMG 관련 기본 사건 (인적) 목록

SAG	기본 사건 명칭	유형	설명	값
SAG-1	ASVDSAG1	Human (Diagnosis)	Operator fails to diagnose SG level	1.00E-03
	ADASAG1	Human (Diagnosis)	Operator fails to identify mitigation system availability for SAG-1	1.00E-02
	ADPSAG1	Human (Decision)	TSC decides to not perform SAG-1 considering negative impact	5.00E-02
	AOFEQSAG1	Human (Operation)	Operator fails to operate fixed system for SAG-1	1.00E-02
	AOPEQSAG1	Human (Operation)	Operator fails to operate portable system for SAG-1	1.00E-01
SAG-2	ASVDSAG2	Human (Diagnosis)	Operator fails to diagnose PZR pressure	1.00E-03
	ADASAG2	Human (Diagnosis)	Operator fails to identify mitigation system availability for SAG-2	1.00E-02
	ADPSAG2	Human (Decision)	TSC decides to not perform SAG-2 considering negative impact	1.00E-03
	AOFEQSAG2	Human (Operation)	Operator fails to operate fixed system for SAG-2	1.00E-02
SAG-3	ASVDSAG3	Human (Diagnosis)	Operator fails to diagnose CET	1.00E-03
	ADASAG2	Human (Diagnosis)	Operator fails to identify mitigation system availability for SAG-3	1.00E-02
	ADPSAG3	Human (Decision)	TSC decides to not perform SAG-3 considering negative impact	1.00E-03
	AOFEQSAG3	Human (Operation)	Operator fails to operate fixed system for SAG-3	1.00E-02
	AOPEQSAG3	Human (Operation)	Operator fails to operate portable system for SAG-3	1.00E-01
SAG-4	ASVDSAG4	Human (Diagnosis)	Operator fails to diagnose containment level	1.00E-03
	ADASAG3	Human (Diagnosis)	Operator fails to identify mitigation system availability for SAG-4	1.00E-02
	ADPSAG4	Human (Decision)	TSC decides to not perform SAG-4 considering negative impact	1.00E-03
	AOFEQSAG4	Human (Operation)	Operator fails to operate fixed system for SAG-4	1.00E-02
	AOPEQSAG4	Human (Operation)	Operator fails to operate portable system for SAG-4	5.00E-01
SAG-6	ASVDSAG6	Human (Diagnosis)	Operator fails to diagnose containment pressure	1.00E-03
	ADASAG6	Human (Diagnosis)	Operator fails to identify mitigation system availability for SAG-6	1.00E-02
	ADPSAG6	Human (Decision)	TSC decides to not perform SAG-6 considering negative impact	1.00E-03
	AOFEQSAG6	Human (Operation)	Operator fails to operate fixed system for SAG-6	1.00E-02
	AOPEQSAG6	Human (Operation)	Operator fails to operate portable system for SAG-6	1.00E-01
SAG-7	ASVDSAG7	Human (Diagnosis)	Operator fails to diagnose containment H_2 concentration	1.00E-03
	ADASAG7	Human (Diagnosis)	Operator fails to identify mitigation system availability for SAG-7	1.00E-02
	ADPSAG7	Human (Decision)	TSC decides to not perform SAG-7 considering negative impact	1.00E-02
	AOFEQSAG7	Human (Operation)	Operator fails to operate fixed system for SAG-7	1.00E-02

제2절 SAMG를 반영한 발전소 손상군 업데이트 결과

PDS 업데이트 단계는 1) PDS-ET 및 SAMG-ET/FT의 OneTop FT 모델 분석을 통해 사고 시나리오를 식별하고, 2) 기존 PDS 번호에 PDS-ET를 할당하고, 3) SAMG를 이용해 모든 사고 시나리오에 업데이트된 PDS 번호를 할당하는 데 초점을 맞춘다. PDS-SAMG 표는 각 SAG의 특성과 PDS 논리도를 고려하여 개발되었다.

본 응용에서 1단계는 한국원자력연구원 (KAERI)이 대형 OneTop FT 모델을 풀기 위해 개발한 FTREX와 AIMS-PSA 코드로 수행되었다 [22]. 2단계와 3단계는 본 연구에서 개발된 SAMS 소프트웨어를 사용하여 수행되었다. 그 결과, FT 모델에 대해 Cutoff를 1.00E-14로 분석하였을 때 총 4,397,783 건의 사고 시나리오가 도출되었다. 이러한 사고 시나리오는 Level 1 PSA 최소단절집합과 모든 SAG의 성공 또는 실패에 대한 정보를 포함한다.

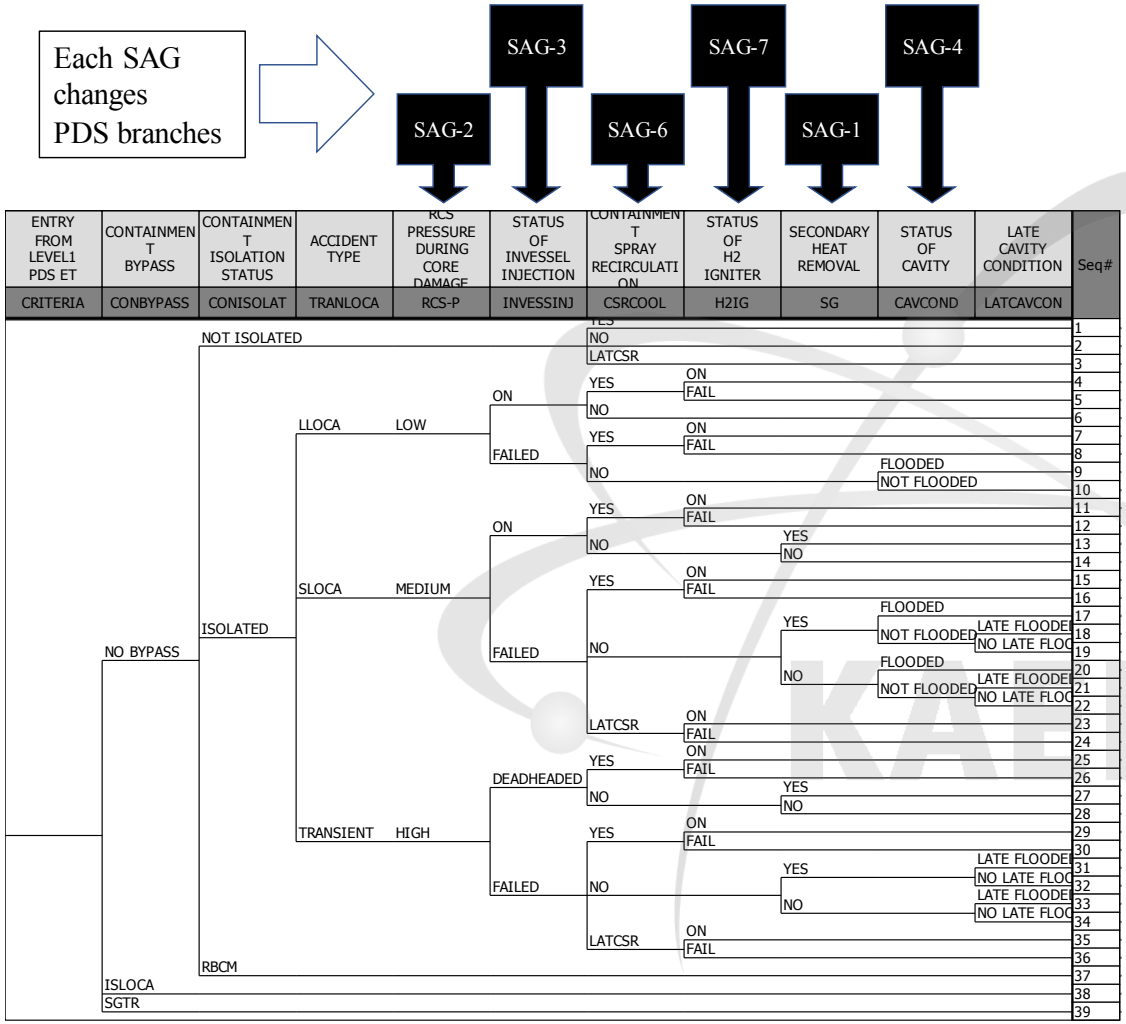
표 6은 빈도 상위 20개의 사고 시나리오를 나타내며, 이는 전체 빈도의 약 17%를 차지한다. 이러한 사고 시나리오는 발전소 정전사고(SBO), 기기냉각수 완전상실사고 (TLOCCW), 원전정지불능 예상과도사건 (ATWS), 중형 냉각재 상실사고 (MLOCA) 및 소형 냉각재 상실사고 (SLOCA)들을 포함한다. 이 중 PDS-32가 가장 높은 빈도를 차지했으며, 이는 안전 주입, 격납건물 살수계통, 원자로 공동 침수가 없는 일시적 사고를 가리킨다.

각 SAG의 성공이 PDS에 어떤 영향을 미치는지 분석하여 PDS-SAMG 표를 작성하였다. 예를 들어, SAG-2가 RCS 감압을 지시하기 때문에, SAG-2의 성공은 PDS 논리도 중 RCS-P Heading의 “RCS-P = High/Medium” 상태를 “RCS-P = Low”로 바꾼다. 그림 12는 PDS 논리도와 SAG 특성 및 PDS-ET Heading과의 논리적 관계를 보여준다.

PDS-SAMG 표의 열은 SAMG 번호이고 행은 PDS 번호이다. SAMG 번호는 각 SAG의 성공 또는 실패의 조합을 나타내며, 행과 열의 교차점에 있는 숫자는 특정 PDS와 SAMG가 동일한 최소단절집합에서 결합될 때 업데이트된 PDS 번호이다. 즉, 특정 사고 순서는 기존 PDS를 가지고 있지만, 해당 사고 순서에서 SAG 조합을 수행하면 PDS 번호가 업데이트된다. 그림 13은 SAMG-25에서 SAMG-30까지 PDS-34에 대한 PDS-SAMG 표를 보여준다.

표 6. 상위 20개의 고빈도 사건 시나리오 목록

#	Freq.	Initiator	BE#1	BE#2	BE#3	BE#4	BE#5	BE#6	BE#7	BE#8	PDS#
1	8.48E-08	%ILOOP	EGDGK3T-1A1B1E	NR-AC15HR	/NR-AC60HR	/PSV	/RCPSEAL_2S	#GIE-SBOR-10!	#SAG- 25!		32
2	6.59E-08	%ILOOP	EGDGW3T-1A1B1E	/NR-AC60HR	NR-AC7HR	/PSV	/RCPSEAL_2S	#GIE-SBOS-10!	#SAG -25!		32
3	6.26E-08	%IML-1A	HSOPHHLCLR	#GIE-MLOCA-3!	#SAG-41!						14
4	2.33E-08	%ITLOCCW	RCPSEAL_2S	#GIE-TLOCCW-2!	#SAG-37!						19
5	2.09E-08	%ILOOP	EGDGK3T-1A1B1E	NR-AC60HR	/PSV	/RCPSEAL_2S	#GIE-SBOR-12!	#SAG-48!			32
6	1.70E-08	%ISL	HCCQK2D-HPPAB	#GIE-SLOCA-13!	#SAG-47!						34
7	1.35E-08	%IRVR	#GIE-RVR-1!	#SAG-13!							10
8	1.29E-08	%ILOOP	EGDGK3T-1A1B1E	GSAG7ENCVARC	NR-AC15HR	/NR-AC60HR	/PSV	/RCPSEAL_2S	#GIE-SBOR-10!	#SAG- 26!	32
9	1.29E-08	%ILOOP	AOMNEGSAG7	EGDGK3T-1A1B1E	NR-AC15HR	/NR-AC60HR	/PSV	/RCPSEAL_2S	#GIE-SBOR-10!	#SAG- 26!	32
10	1.11E-08	%IGTRN	MTC	RPRDFCEA12OF28	/TBNTRIP	#GIE-ATWS-19!	#SAG-01!				22
11	1.00E-08	%ILOOP	AOMNEGSAG7	EGDGW3T-1A1B1E	/NR-AC60HR	NR-AC7HR	/PSV	/RCPSEAL_2S	#GIE-SBOS-10!	#SAG- 26!	32
12	1.00E-08	%ILOOP	EGDGW3T-1A1B1E	GSAG7ENCVARC	/NR-AC60HR	NR-AC7HR	/PSV	/RCPSEAL_2S	#GIE-SBOS-10!	#SAG- 26!	32
13	9.63E-09	%ILOOP	EGDGK3T-1A1B1E	GSAG2ENCVARC	NR-AC15HR	/NR-AC60HR	/PSV	/RCPSEAL_2S	#GIE-SBOR-10!	#SAG- 37!	32
14	9.55E-09	%ILOOP	EGDGK3T-1A1B1E	GSAG6ENCVARC	NR-AC15HR	/NR-AC60HR	/PSV	/RCPSEAL_2S	#GIE-SBOR-10!	#SAG- 27!	32
15	9.52E-09	%IML-1A	GSAG7ENCVARC	HSOPHHLCLR	#GIE-MLOCA-3!	#SAG-42!					14
16	9.52E-09	%IML-1A	AOMNEGSAG7	HSOPHHLCLR	#GIE-MLOCA-3!	#SAG-42!					14
17	9.37E-09	%ILOOP	EGDGK3T-1A1B1E	/NR-AC15HR	/PSV	/RCPSEAL_2S	SDOPHLATE	#GIE-SBOR-08!	#SAG- 25!		32
18	9.11E-09	%ISL	HSMVW2D-6756	#GIE-SLOCA-05!	#SAG-47!						17
19	8.45E-09	%ILOOP	EGDGK3T-1A1B1E	GSAG3ENCVARC	NR-AC15HR	/NR-AC60HR	/PSV	/RCPSEAL_2S	#GIE-SBOR-10!	#SAG- 29!	32
20	7.79E-09	%ISL	HSMPW2D-2AB	#GIE-SLOCA-13!	#SAG-47!						34



SAG#		PDS changes
SAG-01	Inject into SG	SG=YES
SAG-02	Depressurize RCS	RCS-P=LOW
SAG-03	Inject into RCS	INVESSINJ=ON
SAG-04	Inject into containment	CAVCOND=FLOODED
SAG-06	Control containment condition	CSRCOOL=YES
SAG-07	Control containment hydrogen	H2IG=ON

그림 12. PDS 논리도에 반영된 SAG 목록 및 특성

PDS-SAMG	SAMG-1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	32	33	34	35	36	37	38	39	40	41	42	43	44	45	46	47	48
PDS-1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
PDS-2	1	1	2	2	1	1	2	2	1	1	2	2	1	1	2	2	1	1	2	2	1	1	2	2	1	1	2	2	1	1	2	2	1	1	2	2	1	1	2	2	1	1	2	2	1	1	2	2
PDS-3	1	1	3	3	1	1	3	3	1	1	3	3	1	1	3	3	1	1	3	3	1	1	3	3	1	1	3	3	1	1	3	3	1	1	3	3	1	1	3	3	1	1	3	3	1	1	3	3
PDS-4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4
PDS-5	4	5	4	5	4	5	4	5	4	5	4	5	4	5	4	5	4	5	4	5	4	5	4	5	4	5	4	5	4	5	4	5	4	5	4	5	4	5	4	5	4	5	4	5	4	5	4	5
PDS-6	4	5	6	6	4	5	6	6	4	5	6	6	4	5	6	6	4	5	6	6	4	5	6	6	4	5	6	6	4	5	6	6	4	5	6	6	4	5	6	6	4	5	6	6	4	5	6	6
PDS-7	4	4	4	4	7	7	7	7	7	7	7	7	4	4	4	4	7	7	7	7	7	7	7	7	4	4	4	4	7	7	7	7	7	7	7	7	4	4	4	4	7	7	7	7	7	7	7	7
PDS-8	4	5	4	5	7	8	7	8	7	8	7	8	4	5	4	5	7	8	7	8	7	8	7	8	4	5	4	5	7	8	7	8	7	8	7	8	4	5	4	5	7	8	7	8	7	8	7	8
PDS-9	4	5	6	6	7	8	9	9	7	8	9	9	4	5	6	6	7	8	9	9	7	8	9	9	4	5	6	6	7	8	9	9	7	8	9	9	4	5	6	6	7	8	9	9	7	8	9	9
PDS-10	4	5	6	6	7	8	9	9	7	8	10	10	4	5	6	6	7	8	9	9	7	8	10	10	4	5	6	6	7	8	9	9	7	8	10	10	4	5	6	6	7	8	9	9	7	8	10	10
PDS-11	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	11	11	11	11	11	11	11	11	11	11	11	11	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	11	11	11	11	11	11	11	11	11	11	11	11
PDS-12	4	5	4	5	4	5	4	5	4	5	4	5	11	12	11	12	11	12	11	12	11	12	11	12	4	5	4	5	4	5	4	5	4	5	4	5	11	12	11	12	11	12	11	12	11	12	11	12
PDS-13	4	5	6	6	4	5	6	6	4	5	6	6	11	12	13	13	11	12	13	13	11	12	13	13	4	5	6	6	4	5	6	6	4	5	6	6	11	12	13	13	11	12	13	13	11	12	13	13
PDS-14	4	5	6	6	4	5	6	6	4	5	6	6	11	12	13	13	11	12	13	13	11	12	13	13	4	5	6	6	4	5	6	6	4	5	6	6	11	12	14	14	11	12	14	14	11	12	14	14
PDS-15	4	4	4	4	7	7	7	7	7	7	7	7	11	11	11	11	15	15	15	15	15	15	15	15	4	4	4	4	7	7	7	7	7	7	7	7	11	11	11	11	15	15	15	15	15	15	15	15
PDS-16	4	5	4	5	7	8	7	8	7	8	7	8	11	12	11	12	15	16	15	16	15	16	15	16	4	5	4	5	7	8	7	8	7	8	7	8	11	12	11	12	15	16	15	16	15	16	15	16
PDS-17	4	5	6	6	7	8	9	9	7	8	9	9	11	12	13	13	15	16	17	17	15	16	17	17	4	5	6	6	7	8	9	9	7	8	9	9	11	12	13	13	15	16	17	17	15	16	17	17
PDS-18	4	5	6	6	7	8	9	9	7	8	10	10	11	12	13	13	15	16	17	17	15	16	18	18	4	5	6	6	7	8	9	9	7	8	10	10	11	12	13	13	15	16	17	17	15	16	18	18
PDS-19	4	5	6	6	7	8	9	9	7	8	10	10	11	12	13	13	15	16	17	17	15	16	18	19	4	5	6	6	7	8	9	9	7	8	10	10	11	12	13	13	15	16	17	17	15	16	19	19
PDS-20	4	5	6	6	7	8	9	9	7	8	9	9	11	12	13	13	15	16	17	17	15	16	17	17	4	5	6	6	7	8	9	9	7	8	9	9	11	12	14	14	15	16	20	20	15	16	20	20
PDS-21	4	5	6	6	7	8	9	9	7	8	10	10	11	12	13	13	15	16	17	17	15	16	18	18	4	5	6	6	7	8	9	9	7	8	10	10	11	12	14	14	15	16	20	20	15	16	21	21
PDS-22	4	5	6	6	7	8	9	9	7	8	10	10	11	12	13	13	15	16	17	17	15	16	19	19	4	5	6	6	7	8	9	9	7	8	10	10	11	12	14	14	15	16	20	20	15	16	22	22
PDS-23	4	4	23	23	7	7	23	23	7	7	23	23	11	11	23	23	15	15	23	23	15	15	23	23	4	4	23	23	7	7	23	23	7	7	23	23	11	11	23	23	15	15	23	23	15	15	23	23
PDS-24	4	5	24	24	7	8	24	24	7	8	24	24	11	12	24	24	15	16	23	24	15	16	23	24	4	5	24	24	7	8	24	24	7	8	24	24	11	12	24	24	15	16	23	24	15	16	23	24
PDS-25	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	25	25	25	25	25	25	25	25	25	25	25	25	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	25	25	25	25	25	25	25	25	25	25	25	25
PDS-26	4	5	4	5	4	5	4	5	4	5	4	5	25	26	25	26	25	26	25	26	25	26	25	26	4	5	4	5	4	5	4	5	4	5	4	5	25	26	25	26	25	26	25	26	25	26	25	26
PDS-27	4	5	6	6	4	5	6	6	4	5	6	6	25	26	27	27	25	26	27	27	25	26	27	27	4	5	6	6	4	5	6	6	4	5	6	6	25	26	27	27	25	26	27	27	25	26	27	27
PDS-28	4	5	6	6	4	5	6	6	4	5	6	6	25	26	27	27	25	26	27	27	25	26	27	27	4	5	6	6	4	5	6	6	4	5	6	6	25	26	28	28	25	26	28	28	25	26	28	28
PDS-29	4	4	4	4	7	7	7	7	7	7	7	7	25	25	25	25	29	29	29	29	29	29	29	29	4	4	4	4	7	7	7	7	7	7	7	7	25	25	25	25	29	29	29	29	29	29	29	29
PDS-30	4	5	4	5	7	8	7	8	7	8	7	8	25	26	25	26	29	30	29	30	29	30	29	30	4	5	4	5	7	8	7	8	7	8	7	8	25	26	25	26	29	30	29	30	29	30	29	30
PDS-31	4	5	6	6	7	8	9	9	7	8	10	10	25	26	27	27	29	30	31	31	29	30	31	31	4	5	6	6	7	8	9	9	7	8	10	10	25	26	27	27	29	30	31	31	29	30	31	31
PDS-32	4	5	6	6	7	8	9	9	7	8	10	10	25	26	27	27	29	30	32	32	29	30	32	32	4	5	6	6	7	8	9	9	7	8	10	10	25	26	27	27	29	30	32	32	29	30	32	32
PDS-33	4	5	6	6	7	8	9	9	7	8	10	10	25	26	27	27	29	30	31	31	29	30	31	31	4	5	6	6	7	8	9	9	7	8	10	10	25	26	28	28	29	30	33	33	29	30	33	33
PDS-34	4	5	6	6	7	8	9	9	7	8	10	10	25	26	27	27	29	30	32	32	29	30	32	32	4	5	6	6	7	8	9	9	7	8	10	10	25	26	28	28	29	30	34	34	29	30	34	34
PDS-35	4	4	35	35	7	7	35	35	7	7	35	35	25	25	35	35	29	29	35	35	29	29	35	35	4	4	35	35	7	7	35	35	7	7	35	35	25	25	35	35	29	29	35	35	29	29	35	35
PDS-36	4	5	36	36	7	8	36	36	7	8	36	36	25	26	36	36	29	30	35	36	29	30	35	36	4	5	36	36	7	8	36	36	7	8	36	36	25	26	36	36	29	30	35	36	29	30	35	36
PDS-37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37
PDS-38	38	38	38	38	38	38	38	38	38	38	38	38	38	38	38	38	38	38	38	38	38	38	38	38	38	38	38	38	38	38	38	38	38	38	38	38	38	38	38	38	38	38	38	38	38	38	38	38
PDS-39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39	39

PDS-SAMG	23	24	25	26	27	28	29	30	31	32
PDS-32	32	32	4	5	6	6	7	8	9	9
PDS-33	31	31	4	5	6	6	7	8	9	9
PDS-34	32	32	4	5	6	6	7	8	9	9
PDS-35	35	35	4	4	35	35	7	7	35	35
PDS-36	35	36	4	5	36	36	7	8	36	36

PDS heading information

PDS#-Heading	RCS-P	INVESSINJ	CSRCOOL	H2IG	SG	CAVCOND
PDS-4	LOW	ON	YES	ON	NO	YES
PDS-5	LOW	ON	YES	FAIL	NO	YES
PDS-6	LOW	ON	NO	-	NO	YES
PDS-7	LOW	FAIL	YES	ON	NO	YES
PDS-8	LOW	FAIL	YES	FAIL	NO	YES
PDS-34	HIGH	FAIL	NO	NO	NO	NO

SAMG information

SAMG/SAG	SAG-1	SAG-2	SAG-3	SAG-4	SAG-6	SAG-7
	SG=YES	RCS-P=LOW	INVESSINJ=ON	CAVCOND=YES	CSRCOOL=YES	H2IG=YES
SAMG-25	X	O	O	-	O	O
SAMG-26	X	O	O	-	O	X
SAMG-27	X	O	O	-	X	O
SAMG-28	X	O	O	-	X	X
SAMG-29	X	O	X	O	O	O
SAMG-30	X	O	X	O	O	X

PDS-SAMG combination

Combination-Heading			RCS-P	INVESSINJ	CSRCOOL	H2IG	SG	CAVCOND
PDS-34	×	SAMG25	LOW	ON	YES	ON	NO	YES
PDS-34	×	SAMG26	LOW	ON	YES	FAIL	NO	YES
PDS-34	×	SAMG27	LOW	ON	NO	ON	NO	YES
PDS-34	×	SAMG28	LOW	ON	NO	FAIL	NO	YES
PDS-34	×	SAMG29	LOW	FAIL	YES	ON	NO	YES
PDS-34	×	SAMG30	LOW	FAIL	YES	FAIL	NO	YES

PDS update

Revised PDS
PDS-4
PDS-5
PDS-6
PDS-6
PDS-7
PDS-8

그림 13. OPR-1000 원전 PDS-34 관련 PDS-SAMG 변환테이블

제3절 SAMG를 반영한 방사선원 방출군 리스크 분석 결과

도출된 최소단절집합과 업데이트된 PDS 번호를 바탕으로 STC의 빈도를 정량화하였다. STC는 다음과 같이 7가지 격납건물 고장 모드로 분류된다.

1) 격납건물 파손 없음 (No Containment Failure; NOCF)
2) 조기격납건물파손 (Early Containment Failure; ECF)
3) 후기격납건물파손 (Late Containment Failure; LCF)
4) 바닥콘크리트 용융관통 (Basement Meltdown; BMT)
5) 원자로 용기 파손 전 격납건물손상
   (Containment Failure Before Reactor Vessel Breach ;CFBRB)
6) 격납건물우회 (Containment Bypass; BYPASS)
7) 격납건물격리실패 (No Isolation; NOISO)

대량 조기 방출 (Large Early Release; LER)은 원전 사고 발생 시, 조기 사망을 나타내기 위한 중요한 위험 척도로, 일반적으로 LER에는 ECF, BYPASS 및 NOISO 모드를 포함한다. 총 21개의 STC는 OPR-1000 Level 2 PSA에 모델링되었으며, 이 PSA는 위의 7가지 격납건물 파손 모드로 나뉘었다. 그림 14는 PDS-STC 표에서 도출된 PDS 번호별 격납건물 파손 모드의 분율을 나타낸다. 그 결과, 총 4,397,783건의 사고 시나리오에서 각 사고 상황이 PDS-STC 표에 의해 STC로 확대되었을 때 중대사고 진행정보를 포함한 총 35,618,731건의 사고 시나리오가 분석되었다. 표 7은 갱신된 상위 20개의 고빈도 사고 시나리오를 나타낸다.

그림 15는 SAMG 유무에 따른 격납건물 파손 빈도 분포를 보여준다. 특정 격납건물 파손 모드의 빈도는 해당 모드에 속하는 STC 빈도의 합으로 계산되었다. SAMG를 반영하지 않을 경우 NOCF, LCF, CFBRB가 각각 약 37%, 35%, 20%를 차지하였다. SAMG가 모델링될 때, LCF가 35%에서 5%로 크게 감소하여 NOCF가 37%에서 70%로 큰 폭으로 증가하였다. BMT와 ECF는 SAMG를 반영하지 않은 경우 약 2% 이었으나, SAMG를 반영한 결과 거의 0%로 감소하였다. BYPASS와 CFBRB에는 변화가 없었다.

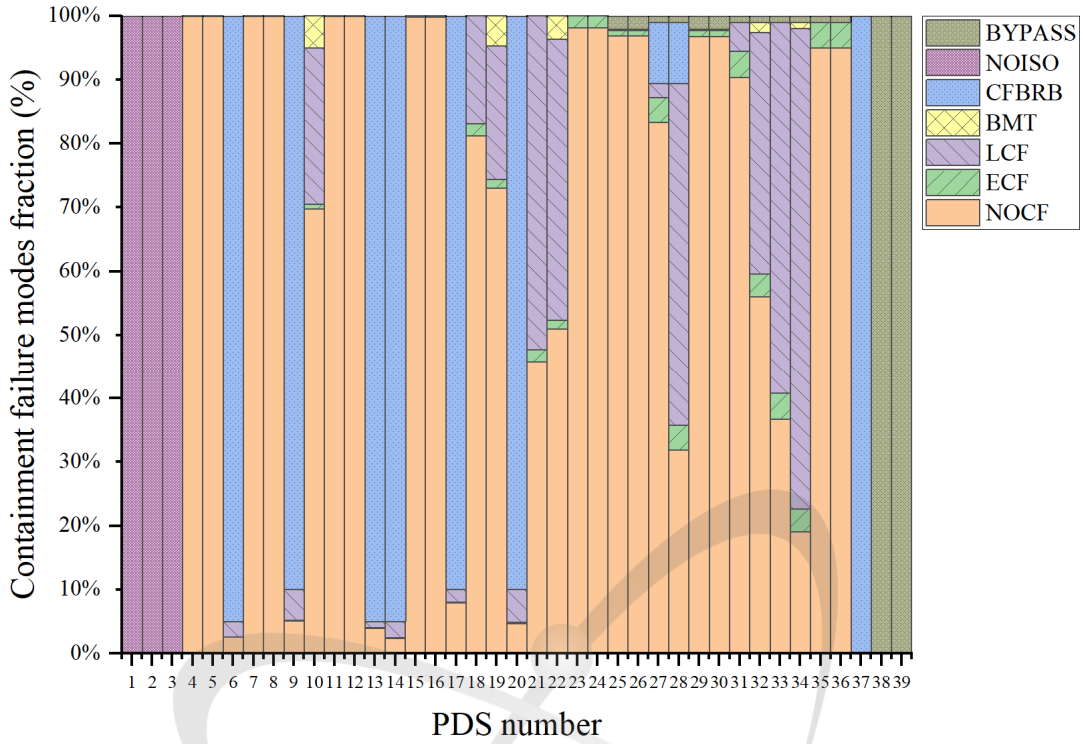


그림 14. OPR-1000 PDS별 격납건물 파손 모드 분석 결과

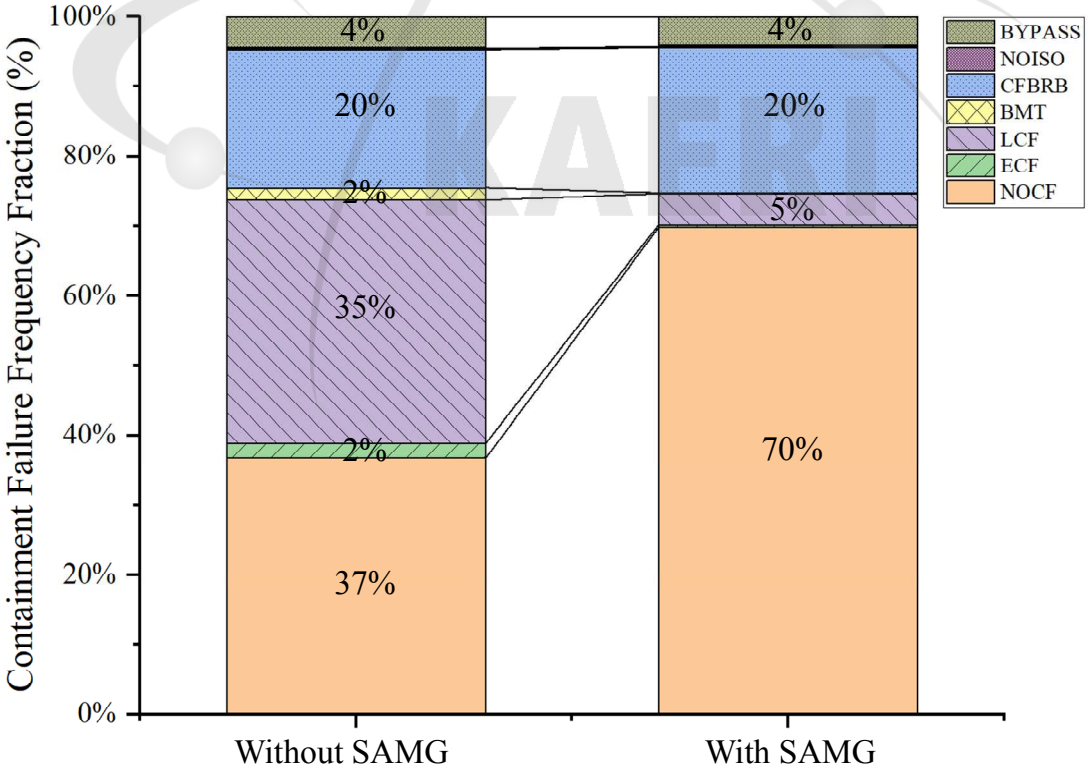


그림 15. SAMG 수행에 따른 격납건물 파손 빈도 변화

표 7. SAMG를 반영한 빈도 기준 상위 20개 사고 시나리오 목록

#	Freq.	Initiator	BE#1	BE#2	BE#3	BE#4	BE#5	BE#6	BE#7	Original PDS	SAMG	Revised PDS	STC
1	8.05E-08	%ILOOP	EGDGK3T-1A1B1E	NR-AC15HR	/NR-AC60HR	/PSV	/RCPSEAL_2S	#GIE-SBOR-10!	--	32	#SAG-25!	4	1
2	6.26E-08	%ILOOP	EGDGW3T-1A1B1E	/NR-AC60HR	NR-AC7HR	/PSV	/RCPSEAL_2S	#GIE-SBOS-10!	--	32	#SAG-25!	4	1
3	5.95E-08	%IML-1A	HSOPHHLCLR	#GIE-MLOCA-3!	--	--	--	--	--	14	#SAG-41!	11	1
4	2.21E-08	%ITLOCCW	RCPSEAL_2S	#GIE-TLOCCW-2!	--	--	--	--	--	19	#SAG-37!	11	1
5	1.29E-08	%IRVR	#GIE-RVR-1!	--	--	--	--	--	--	10	#SAG-13!	4	1
6	1.22E-08	%ILOOP	EGDGK3T-1A1B1E	GSAG7ENCVARC	NR-AC15HR	/NR-AC60HR	/PSV	/RCPSEAL_2S	#GIE-SBOR-10!	32	#SAG-26!	5	1
7	1.22E-08	%ILOOP	AOMNEGSAG7	EGDGK3T-1A1B1E	NR-AC15HR	/NR-AC60HR	/PSV	/RCPSEAL_2S	#GIE-SBOR-10!	32	#SAG-26!	5	1
8	1.17E-08	%ILOOP	EGDGK3T-1A1B1E	NR-AC60HR	/PSV	/RCPSEAL_2S	#GIE-SBOR-12!	--	--	32	#SAG-48!	32	2
9	1.06E-08	%IGTRN	MTC	RPRDFCEA12OF28	/TBNTRIP	#GIE-ATWS-19!	--	--	--	22	#SAG-01!	4	1
10	9.52E-09	%ILOOP	EGDGW3T-1A1B1E	GSAG7ENCVARC	/NR-AC60HR	NR-AC7HR	/PSV	/RCPSEAL_2S	#GIE-SBOS-10!	32	#SAG-26!	5	1
11	9.52E-09	%ILOOP	AOMNEGSAG7	EGDGW3T-1A1B1E	/NR-AC60HR	NR-AC7HR	/PSV	/RCPSEAL_2S	#GIE-SBOS-10!	32	#SAG-26!	5	1
12	9.07E-09	%ILOOP	EGDGK3T-1A1B1E	GSAG6ENCVARC	NR-AC15HR	/NR-AC60HR	/PSV	/RCPSEAL_2S	#GIE-SBOR-10!	32	#SAG-27!	6	17
13	9.04E-09	%IML-1A	AOMNEGSAG7	HSOPHHLCLR	#GIE-MLOCA-3!	--	--	--	--	14	#SAG-42!	12	1
14	9.04E-09	%IML-1A	GSAG7ENCVARC	HSOPHHLCLR	#GIE-MLOCA-3!	--	--	--	--	14	#SAG-42!	12	1
15	8.90E-09	%ILOOP	EGDGK3T-1A1B1E	/NR-AC15HR	/PSV	/RCPSEAL_2S	SDOPHLATE	#GIE-SBOR-08!	--	32	#SAG-25!	4	1
16	8.20E-09	%ISL	HSMVW2D-6756	#GIE-SLOCA-05!	--	--	--	--	--	17	#SAG-47!	17	17
17	7.60E-09	%ILOOP	EGDGK3T-1A1B1E	GSAG3ENCVARC	NR-AC15HR	/NR-AC60HR	/PSV	/RCPSEAL_2S	#GIE-SBOR-10!	32	#SAG-29!	7	1
18	7.08E-09	%ILODCA	ELXMYTR01B	/PSV	#GIE-LODCA-06!	--	--	--	--	22	#SAG-13!	11	1
19	7.05E-09	%ILOOP	EGDGW3T-1A1B1E	GSAG6ENCVARC	/NR-AC60HR	NR-AC7HR	/PSV	/RCPSEAL_2S	#GIE-SBOS-10!	32	#SAG-27!	6	17
20	6.95E-09	%ILODCA	EKBSYSW01B	/PSV	#GIE-LODCA-06!	--	--	--	--	22	#SAG-14!	12	1

제5장

논 의

제1절 SAMG 반영에 따른 원전 리스크 분석
제2절 SAMG 관련 기본 사건 중요도 분석
제3절 SAMG 조치별 효과성 분석

KAERI

KAERI

제5장 논 의

본 연구에서 개발된 SAMG 모델링 방법론을 사용하여 대규모 원전 PSA 모델에 대해 SAMG를 포함한 모든 중대사고 시나리오를 식별할 수 있었다. 적용된 SAMG 모델링 방법론은 SAMG를 포함하거나 포함하지 않은 각 격납건물 파손 모드의 빈도를 정량화할 수 있으므로 SAMG가 원전 리스크를 정량적으로 감소시키는 정도를 쉽게 알 수 있다. 본 방법론의 적용가능성 및 정확성을 높이기 위해 추가 연구가 필요한 두 가지 주요 한계점은 다음과 같다.

- HRA 종속성 : HRA 종속성에 대한 고려는 HEP와 결과적으로 PSA 결과를 크게 변화시킬 수 있기 때문에 중요하다 [23]. 특히, SAG를 구현하는 ERO 조치는 일부 시나리오에서 서로 종속될 가능성이 높기 때문에 특정 시나리오에서는 SAG 간의 HRA 의존성을 고려해야 한다.
- 부정적 영향 : SAMG는 중대사고 진행에 있어서 긍정적 영향뿐만 아니라 잠재적인 부정적 영향을 평가한 후, 각 SAG의 구현 여부를 결정해야 한다. 본 연구에서는 ERO가 부정적인 영향 때문에 SAG를 수행하지 않기로 결정할 확률을 고려했지만, 중대사고 현상에 대한 코드 분석 등은 불확실성이 크기 때문에 [24, 25], 부정적 영향과 그 확률에 대한 추가 연구가 필요하다.

본 연구에서는 격납건물 파손 빈도 이외에 “NPP 리스크”를 분석하고자 한다. 일반적으로 리스크는 시나리오, 시나리오 확률, 시나리오의 결과로 정의되므로 [26], 본 연구에서는 Cs-137의 외부 환경 누출 방사능을 결과 지표로 가정했다. Cs-137은 베타선과 감마선 방출체로 30.15년으로 상대적으로 긴 반감기를 가진 방사성 원소이며 원전 사고 이후 장기간 오염의 주요 원천으로 고려되어 그 누출량은 전 세계적으로 규제 안전 목표에 엄격하게 정의되어 있다. 그림 16은 본 연구의 적용 결과에 대해 NPP 리스크 관점에서 체계화하기 위해 다음과 같은 추가 검토를 수행하였다.

- SAMG 적용 시 NPP 리스크는 어느 정도 감소하는가?
- NPP 리스크에 큰 영향을 미치는 중요한 SAMG 관련 기본 사건은 무엇인가?
- NPP 리스크를 가장 효과적으로 감소시키는 SAMG 완화 전략은 무엇인가?

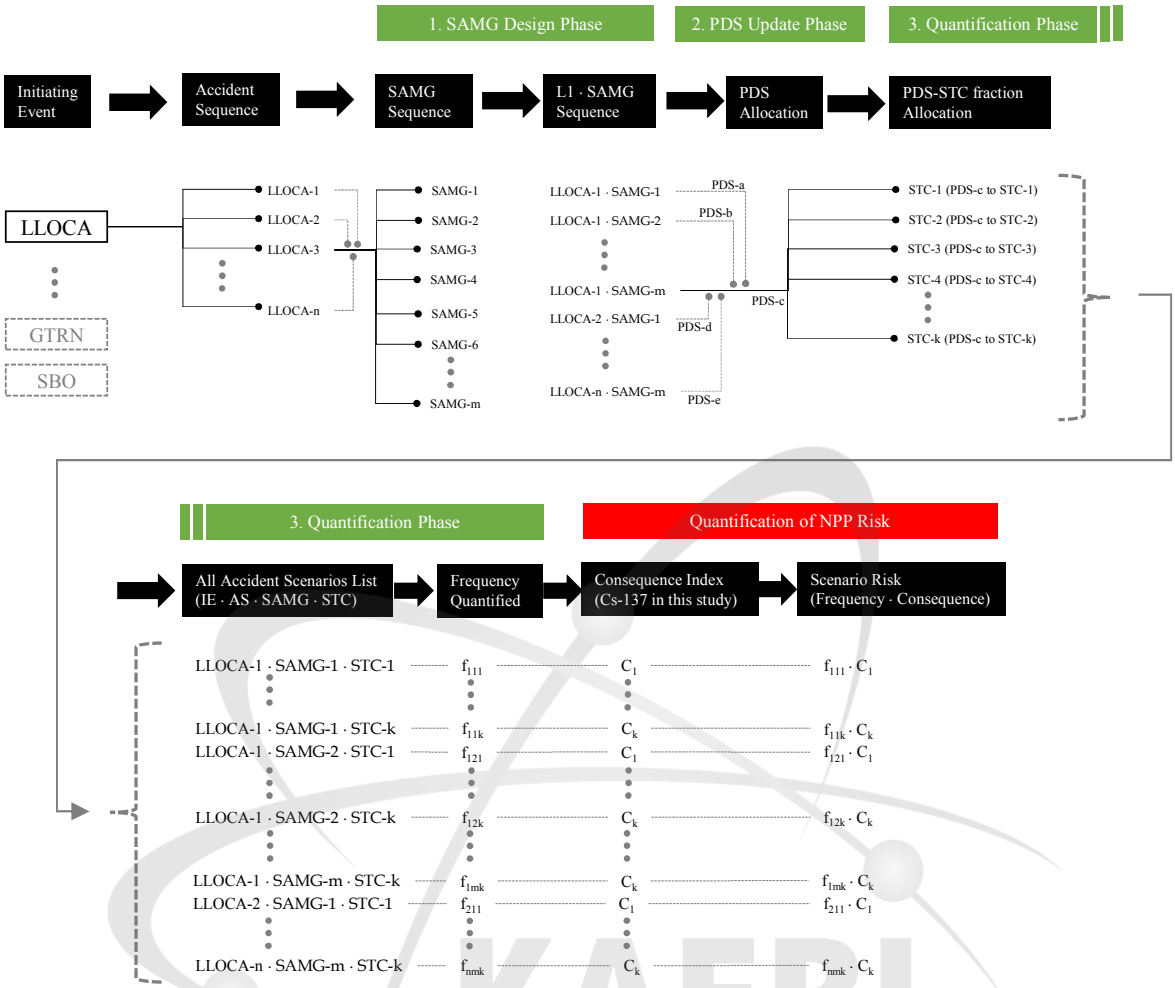


그림 16. 원전 SAMG를 반영한 NPP 리스크 정량화 방법론

제1절 SAMG 반영에 따른 원전 리스크 분석

그림 15와 같이 SAMG 적용은 격납고장 모드의 빈도 분포를 변경하지만, 총 CFF는 항상 노심손상빈도 (Core Damage Frequency; CDF)와 같기 때문에 CFF의 합계를 바꾸지는 않는다. 그러나 CFF의 합계와는 달리 모든 격납건물 파손 모드가 서로 다른 양으로 NPP 리스크에 기여하기 때문에, 방사선원항 방출량이 비교적 큰 격납건물 파손 모드의 빈도가 감소하면 NPP 리스크는 감소해야 한다. 그림 17은 그림 15를 확장하여 "SAMG가 반영되지 않은 경우"와 "SAMG가 반영된 경우"의 NPP 리스크 분포 변화를 제시한다. 본 연구에서의 NPP 리스크 값은 Cs-137 누출 방사능과 각 사고 시나리오의 빈도를 곱하여 정량화하였다. 그림 17에서 다음 사항을 확인할 수 있다.

- STC 분포에서 LCF는 SAMG가 반영되지 않은 경우 35%였으나 SAMG가 반영된 경우 5%로 상당히 감소하였다. BMT와 ECF는 SAMG가 반영되지 않은 경우에도 5% 이하로 그 비중이 적었지만, SAMG 적용 후 그 비중이 대폭 감소했다. NOCF는 37%에서 70%로 크게 증가했다. 반면, CFBRB와 SGTR의 리스크는 SAMG 적용 후에도 크게 변경되지 않았다.
- NPP 리스크는 SAMG가 적용된 경우가 SAMG가 없는 경우에 비해 44%로 감소하였다. SAMG가 반영되지 않은 경우, ECF와 SGTR의 빈도수에 대한 기여도가 각각 5%와 2%에 불과했지만 NPP 리스크에 대한 기여는 각각 43%와 24%였다. CFBRB, BMT, LCF, NOISO의 기여도는 각각 5~10%였다.
- SAMG가 반영된 경우 NPP 리스크 관점에서 ECF, SGTR, CFBRB를 제외한 대부분의 격납건물 파손 모드가 유의미하지 않은 수준으로 감소하였다. 비록 NOCF가 CFF 분포에 가장 큰 기여를 하고 있지만, NPP 리스크에서는 유의미한 기여를 하지 않았다.

NPP 리스크 분석 결과, 다음과 같은 시사점을 도출할 수 있었다.

- SAMG의 적용은 BMT, ECF, LCF 감소에 효과적으로 평가되었다. 다만 SGTR이 LERF에서 큰 부분을 차지하기 때문에, LERF는 SAMG가 반영되더라도 크게 변하지 않을 것이다.
- SGTR 빈도는 SAMG 적용에 의해 거의 변경되지 않는다. 그 이유는, SGTR의 경우 노심손상이 발생하면 주증기안전밸브 (Main Steam Safety Valve; MSSV)나 대기덤프밸브 (Atmospheric Dump Valve; ADV)에 의해 중대사고 진행 중 매우 이른 시기에 방사성물질이 방출되어 SGTR 사고에 대해 방사능 누출 측면에서 SAMG는 효과적이지 않을 것으로 추정된다.
- CFBRB 빈도는 SAMG 적용에 의해 거의 변경되지 않는다. CFBRB는 원자로 용기 파열

전 점진적인 격납건물 과압으로 인해 격납건물이 파손되는 Level 2 PSA의 고유한 사고 시나리오이다. CFBRB 시나리오에서, 격납건물들은 이미 노심 손상 이전에 파열되었기 때문에 SAMG 조치를 수행함으로서 방사성 물질의 누출에 유의미한 영향을 미칠 수 없을 것으로 추정된다.

- SGTR, CFBRB 이외에는 SAMG가 적용되더라도 ECF에 의한 NPP 리스크가 크게 감소하지 않아, 실제 SAMG 적용 시 ECF에 대한 대책 강화가 필요한 것으로 판단된다.

KAERI

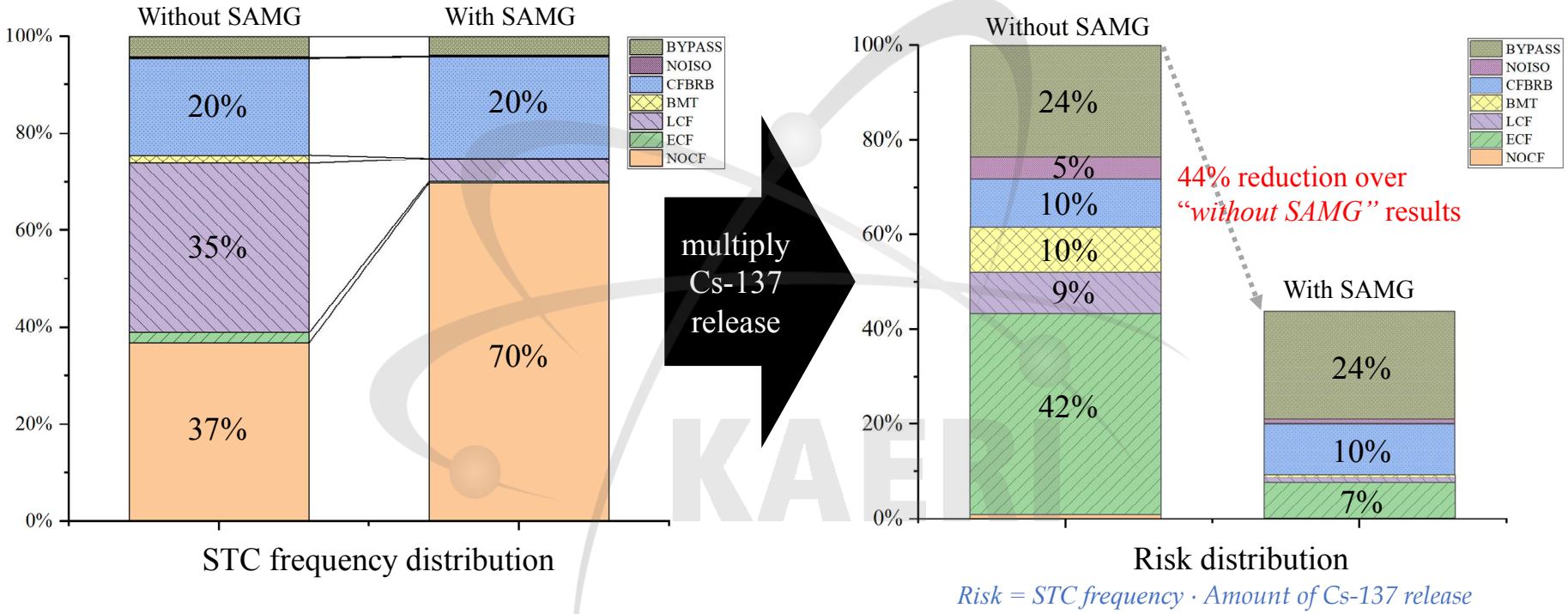


그림 17. SAMG 반영에 따른 NPP 리스크 감소분 분석 결과

제2절 SAMG 관련 기본 사건 중요도 분석

본 연구에서 원전 리스크에 대한 기여도를 분석하기 위해 각 SAMG 관련 기본 사건에 대해 Fussel-Vesely (FV)와 Birnbaum [27]이라는 리스크 중요도 척도를 평가하였다. FV 중요도와 Birnbaum 중요도 척도 평가를 위해 빈도 대신 Cs-137 방사능을 이용한 NPP 리스크가 사용되었다. FV 중요도 측정은 해당 기기의 고장이 리스크에 얼마나 기여하는지를 나타냄으로써 잠재적 위험 감소를 나타낸다. 즉, FV 중요도는 해당 기기가 완벽하거나 항상 사용 가능한 것으로 가정할 경우 현재 리스크가 얼마나 감소할 수 있는지를 결정함으로써 계산된다. FV 중요도가 높은 기기는 전체 리스크를 줄이기 위해 개선방안을 적용해야 하는 구성요소이다.

Birnbaum 척도는 기기의 신뢰성 또는 고장 확률과 관련된 리스크에 얼마나 민감한지를 표시함으로써 잠재적 위험 증가를 나타낸다. 이는 기기의 신뢰성이 완전히 저하될 경우, 기기가 리스크에 잠재적으로 기여할 수 있는 정도를 측정한다. Birnbaum 척도에서 순위가 높은 기기의 경우, 높은 신뢰성을 보장하고 효과적인 개선방안을 적용해야 하는 구성요소이다.

본 연구에서는 SAMG와 관련된 기본 사건들에 대한 두 가지 중요도 척도 간의 관계를 분석하여 전체 리스크를 줄이기 위한 리스크 관리 방안을 도출하고자 한다. SAMG 전략과 관련된 기기 고장 및 인적 오류에 대해 평가된 중요도 척도 결과는 그림 18에 나타나 있으며 주요한 분석 결과는 다음과 같다.

- **1사분면** : 높은 리스크 증가 가능성과 높은 리스크 감소 가능성에 해당하는 기본 사건들을 나타낸다. 여기에는 중대사고 진행 중 열악한 조건으로 인한 송신기의 오작동 (GSAGnENCVARC)과 운전원이 완화 계통 가용성을 식별하지 못한 사건 (ADASAGN) 등이 포함된다. 리스크는 기기 신뢰성의 변화나 이러한 사건들의 실패에 대한 영향에 가장 민감하기 때문에 해당 기본 사건들의 신뢰성을 향상시킴으로써 효과적인 개선방안을 제공해야 한다. 예를 들어, 극한 조건에서 매우 신뢰성이 높은 DFC 계측기 설치와 운전원에 대한 운전 관행을 검토하고 교육을 수행하는 방안이 포함될 것이다.
- **2사분면** : 리스크 증가 가능성은 높지만 리스크 감소 가능성은 낮은 기본 사건들을 나타낸다. 여기에는 운전원이 DFC 변수를 진단하지 못함 (ASVSAGn)과 TSC 요원이 해당 발전소에 대한 부정적 영향을 고려하여 SAG를 수행하지 않기로 한 결정 (ADPSAGn) 등이 포함된다. 해당 기본 사건들은 기기 고유의 높은 신뢰성 또는 기존 운전 관행으로 인해 리스크 감소 가능성은 낮지만, 신뢰성 저하를 일으킨다면 전체 리스크는 크게 증가할 수 있다. 이 경우, 전산화된 지원 계통 [28]이 SAMG를 실제 수행할 시 운전원의 의사결정을 위해 활용되어 인적 오류의 영향을 최소화함으로써 리스크 관리에 도움이 될 수 있다.

- **3사분면** : 리스크 증가 가능성은 낮지만 리스크 감소 가능성은 높은 기본 사건들을 나타낸다. 여기에는 MACST 장비의 기계적 고장 (DDPPR2SAGn)과 현장운전원이 SAG 전략에서 MACST 장비를 운용하지 못하는 사건 (AOPEQSAGn) 등이 포함된다. 해당 기본 사건들은 리스크에 크게 기여하지만 신뢰성이 저하되는 경우 리스크에 추가적인 유의미한 영향을 미치지는 않는다. 해당 리스크를 관리하기 위해 MACST를 사용하는 증기발생기 주입 (SAG-1) 자동화와 같은 설계 변경을 고려할 수 있다.
- **4사분면** : 리스크 증가 가능성과 리스크 감소 가능성이 낮은 기본 사건들을 나타낸다. 여기에는 MCR 운전원이 SAMG 수행 중 고정 완화 계통을 운용하는 데 실패한 사건 (AOFEQSAGn)과 SAG-1 수행 중 MACST 장비의 기계적 고장 등이 포함된다. 이러한 사건에 대한 리스크 관리는 전반적인 리스크 감소에 큰 영향을 미치지 않을 것으로 추정되며, 해당 기기의 고장 후 교체하거나 수리할 수 있도록 하는 비교적 단순한 리스크 관리 수단이 활용될 수 있을 것이다.

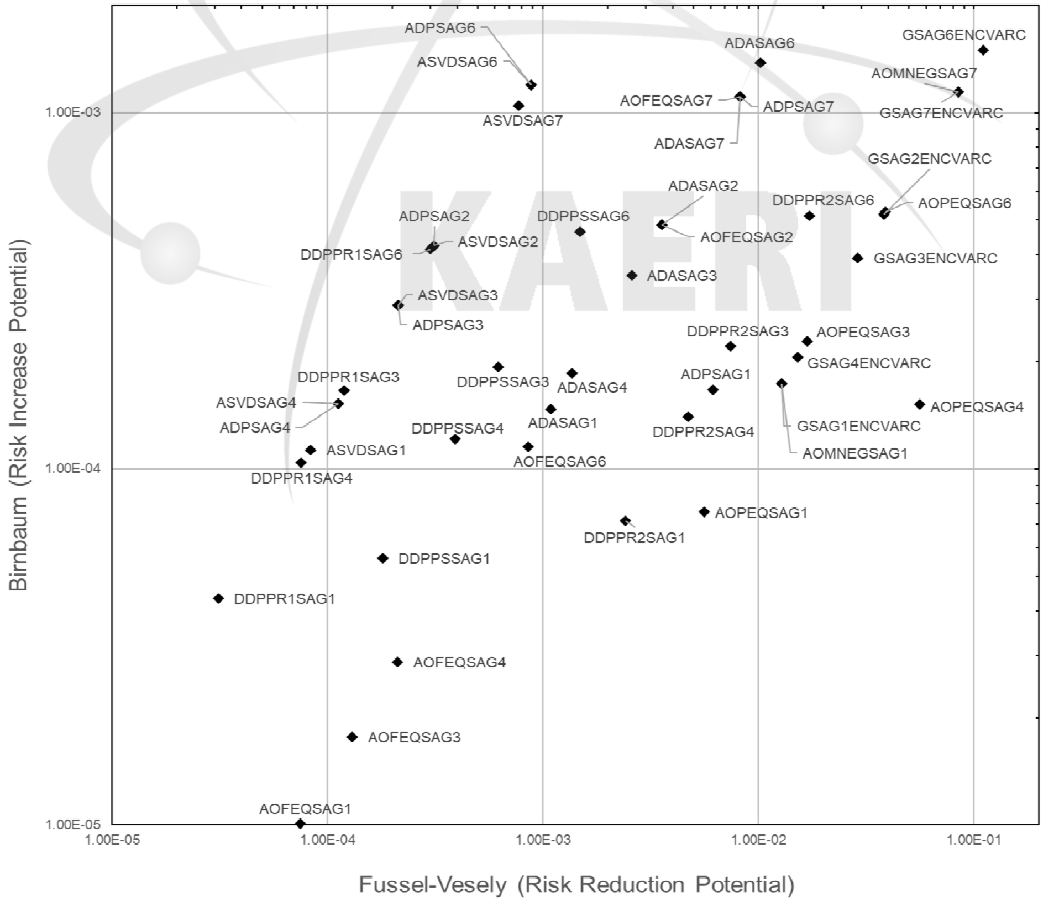


그림 18. SAMG 관련 기본 사건 중요도 분석 결과

제3절 SAMG 조치별 효과성 분석

NPP 리스크 측면에서 각 SAG의 효과는 다르며, 원전 안전성을 개선하기 위해서는 NPP 리스크 감소에 비교적 덜 효과적인 SAG를 식별하고 이를 강화할 방안을 모색해야 한다. 각 SAG가 원전 안전 유지에 얼마나 효과적인지를 평가하기 위해 표 8과 같이 빈도-가중(Frequency-weighted) Cs-137 방사선원항에 대한 리스크를 정량화했다. 표 8은 특정 SAG가 성공할 때 Cs-137 방사능 방출량의 평균값을 나타내며 아래 식을 사용하여 빈도-가중 Cs-137 방사선원항에 대한 리스크를 평가했다.

$$R_{Cs137} = \frac{\sum_i f_i \times R_{Cs137,i}}{\sum_i f_i}$$

$R_{Cs137,i}$는 i번째 사고 시나리오에서 환경에 누출된 Cs-137의 방사선원항의 양을 의미하며 f_i는 i번째 사고 시나리오의 빈도를 의미한다.

표 8. 빈도 가중 Cs-137 방사성 물질 방출량 분석 결과

Frequency-weighted Cs-137 radioactivity (TBq)	SAG-1	SAG-2	SAG-3	SAG-4	SAG-6	SAG-7
	SG Injection	RCS Depressurization	RCS Injection	CTMT Spray Injection	CTMT Condition Control	CTMT Hydrogen Control
SAG-n succeeds to perform	120	104	129	178	62	139

분석 결과, 격납건물 상태 제어인 SAG-6은 Cs-137 방사선원항의 양이 낮아 가장 효과적인 SAG인 것으로 평가되었으며, 두 번째로 효과적인 SAG는 SAG-2 (RCS 감압)로 평가되었다.

제6장

결 론

KAERI

KAERI

제6장 결 론

본 연구에서는 보다 현실적인 CFF를 정량화하기 위해 SAMG를 Level 2 PSA에 체계적으로 모델링하는 방법론을 제안하였다. 이를 위해 OPR-1000 원전에 대한 SAMG-ET와 SAMG-FT를 개발하였다. SAMG가 반영된 Level 2 PSA 모델에서 도출된 각 최소단절집합의 PDS는 PDS-SAMG 표를 기반으로 업데이트하였으며, 각 STC의 빈도는 PDS-STC 표를 기반으로 평가되었다. OPR-1000 적용 사례에 대해 분석 결과, 원전의 리스크는 SAMG가 적용된 경우가 SAMG가 없는 경우에 비해 44%로 감소하였음을 확인하였다. 특히, SAMG가 반영되지 않은 경우, ECF와 SGTR의 빈도수에 대한 기여도가 각각 5%와 2%에 불과했지만 NPP 리스크에 대한 기여는 각각 43%와 24%였다. CFBRB, BMT, LCF, NOISO의 기여도는 각각 5~10%였다. SAMG의 적용은 BMT, ECF, LCF 감소에 효과적으로 평가되었는데, ECF의 경우, SAMG가 적용되더라도 ECF에 의한 NPP 리스크가 크게 감소하지 않아, 실제 SAMG 적용 시 ECF에 대한 대책 강화가 필요한 것으로 판단된다.

또한, SAMG와 관련된 기본 사건들에 대한 두 가지 중요도 척도 간의 관계를 분석하여 전체 리스크를 줄이기 위한 리스크 관리 방안을 도출하였다. 본 연구에서 제안된 방법의 중요한 측면은 (1) SAMG가 NPP 안전에 얼마나 기여하는지, (2) NPP 안전 측면에서 어떤 완화 전략이 가장 효과적인지, (3) 인적 조치 및 이동형 펌프와 같이 어떤 완화 요인이 리스크에 중요할지를 정량적으로 평가할 수 있다는 점이 있다. 다만, 본 방법론의 적용가능성과 정확성을 높이기 수행하는 ERO 조치에서 발생할 수 있는 인적 오류 간 종속성, 중대사고 현상 분석 코드를 활용한 SAMG 수행에 대한 부정적 영향 평가를 추가적으로 수행할 필요가 있다.

KAERI

제7장

참고문헌

KAERI

KAERI

제7장 참고문헌

[1] KHNP, KHNP Sustainability Report, 2018.

[2] K. T. Kim, Recent Changes of Safety Regulation in Korea, IAEA Technical Meeting on Novel Design and Safety Principles, Vienna, Austria, 2016.

[3] 양준언 외, 극한위험요인 종합 리스크 평가 및 사고관리 기술 개발, KAERI/RR-4225/2016, 한국원자력연구원, 2017.

[4] U.S. NRC, Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants, NUREG-75/014, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1975.

[5] J. Kim and J. Cho, Technical Challenges in Modeling Human and Organizational Actions under Severe Accident Conditions for Level 2 PSA, Reliability Engineering & System Safety, Vol. 194, 106239, 2020.

[6] J. H. Scobel, T. G. Theofanous and S. W. Sorrell, Application of the Risk Oriented Accident Analysis Methodology (ROAAM) to Severe Accident Management in the AP600 Advanced Light Water Reactor, Reliability Engineering & System Safety, Vol. 62, pp. 51-58, 1998.

[7] S. Galushin, D. Grishchenko and P. Kudinov, Implementation of Framework for Assessment of Severe Accident Effectiveness in Nordic BWR, Reliability Engineering & System Safety, Vol. 20, 107049, 2020.

[8] O. Nusbaumer and H. Eitschberger, SAMG-related Insights Gained by level 2 PSA Calculations, OECD Workshop on the Implementation of Severe Accident Management Measures (SAMI-2001), PSI-Villigen, Switzerland, 2001.

[9] O. Kawabata, M. Kajimoto, and N. Tanaka, Evaluation of a Containment Failure Frequency Considering Mitigation Accident Managements for a Japanese PWR Plant, The 16th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT 16), Washington DC, USA, 2001.

[10] Y. Ko, C. Wu and M. Lee, Evaluation of the Impact of SAMG on the Level 2 PSA Results of a Pressurized Water Reactor, Nuclear Technology, Vol. 155, No. 1, pp. 22-33, 2006.

[11] U.S. NRC, Staff Plans for Accident Management Regulatory and Research Programs, SECY-89-012, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1989.

[12] Westinghouse Electric Corporation, Westinghouse Owners Group Severe Accident Management Guidance, Westinghouse Electric Corporation, 1994.

[13] 하재주 외, 한국표준원전 중대사고지침서 개발, KAERI/RR-1939/98/V1, 한국원자력연구원, 1999.

[14] OECD/NEA, Level 2 PSA Methodology and severe accident management, OCED/GD(97)198, OECD/NEA, 1997.

[15] S. W. Hwang, J. Y. Oh, H. G. Lee, K. M. Oh and J. H. Na, Development Strategy of Optimized Level 1&2 PSA Model for APR1400 NPPs Reflecting New Severe Accident Mitigation System and its Application, Annals of Nuclear Energy, Vol. 122, pp. 256-269, 2018.

[16] G. Baumont, F. Menage, J. R. Schneiter, A. Spurgin and A. Vogel, Quantifying Human and

Organizational Factors in Accident Management using Decision Trees: the Horaam Method, Reliability Engineering & System Safety, Vol. 70, No. 2, pp. 113-124, 2000.
[17] J. Cho, S. H. Han, D.-S. Kim and H.-G. Lim, Multi-unit Level 2 Probabilistic Safety Assessment: Approaches and their Application to a Six-unit Nuclear Power Plant Site, Nuclear Engineering and Technology, Vol. 50, No. 8, pp. 1234-1245, 2018.
[18] D. G. Cacuci (Eds.), Handbook of Nuclear Engineering, Springer, Berlin, Germany, 2010.
[19] IAEA, Status Report 103 – Advanced Power Reactor (APR1000), 2011. [Online]. Available: https://aris.iaea.org/PDF/APR1000.pdf [Accessed 06-Jan-2021].
[20] U.S. NRC, Industry-average Performance for Components and Initiating Events at U.S. Commercial Nuclear Power Plants, NUREG/CR-6928, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2007.
[21] I. S. Kim, B. G. Kim and D. I. Choi, Incorporating MACST Mitigation Strategies into PSA Models: HRA and Data Issues, 2017 Korean Nuclear Society Autumn Meeting, Gyeongju, Korea, October 25-27, 2017.
[22] S. H. Han, S. W. Lee, S.-C. Jang, H.-G. Lim and J.-E. Yang, Improved Features in a PSA Software AIMS-PSA. 2010 Korean Nuclear Soceity Spring Meeting, Pyeongchang, Korea, May 27-28, 2010.
[23] M. Cepin, DEPEND-HRA-A Method for Consideration of Dependency in Human Reliability Analysis, Reliability Engineering & System Safety, Vol. 93, pp. 1452-1460, 2008.
[24] I. Catton and H. Lim, The Impact of Phenomenological Uncertainties on an Accident Management Strategy, Reliability Engineering & System Safety, Vol. 45, pp. 175-194, 1994.
[25] S. M. Hoseyni, M. P. Mohammad, A. A. Tehranifard and F. Yousefpour, A Systematic Framework for Effective Uncertainty Assessment of Severe Accident Calculations; Hybrid Qualitative and Quantitative Methodology, Reliability Engineering & System Safety, Vol. 125, pp. 22-35, 2014.
[26] S. Kaplan and B. J. Garrick, On The Quantitative Definition of Risk, Risk Anlalysis, Vol. 1, No. 1, 1981.
[27] M. C. Cheok, G. W. Parry and R. R. Sherry, Use of Importance Measures in Risk-Informed Regulatory Applications, Reliability Engineering & System Safety, Vol. 60, No. 3, pp. 213-226, 1998.
[28] H. S. Chang, K. S. Kang and S. H. Chang, Development of Severe Accident Management Supporting Systems using Quantified Containment Event Trees, Reliability Engineering & System Safety, Vol. 48, pp. 205-216, 1995.

서지정보양식

KAERI보고서번호	KAERI/TR-8706/2021			보고서 종류	기술보고서
제 목 / 부 제	중대사고 관리지침서를 반영한 2단계 PSA 모델 개발 및 평가 방법론				
주저자 및 부서명	이상훈/리스크평가연구실				
공저자 및 부서명	조재현/리스크평가연구실, 김재환/리스크평가연구실, 이승연/리스크평가연구실				
출 판 지	대전	발 행 일	2021.08.26	총 페이지	78 p.
공 개 여 부	공개(○), 비공개( )		참 고 사 항	표(7)개, 그림(18)개, 참고문헌(28)개	
비 밀 여 부	대외비( ), __ 급 비밀				

초록 (15-20줄 내외)

중대사고 관리지침서 (SAMG)는 원전의 중대사고 완화에 중요한 역할을 하므로, 보다 현실적인 원전의 안전성 및 SAMG의 중대사고 완화에 대한 효과성 평가를 위해 SAMG를 2단계 확률론적 안전성평가 (PSA)로 모델링하는 것이 필수적이다. 본 연구는 SAMG를 2단계 PSA로 모델링하고 정량적으로 평가하는 방법론을 개발하였다. 개발된 방법론은 SAMG-ET, SAMG-FT를 작성하여 기존 원전 PSA 모델에 통합하며, SAMG가 반영된 Level 2 PSA 모델에서 도출된 각 최소단절집합의 PDS는 PDS-SAMG 표를 기반으로 업데이트하였으며, 각 STC의 빈도는 PDS-STC 표를 기반으로 평가하였다. 본 방법론을 OPR-1000 L2 PSA 모델에 적용한 결과, 조건부 격납건물 비손상 확률은 37%에서 70%로 유의미하게 증가했으며, SAMG 조치가 반영된 경우 SAMG가 반영되지 않은 경우보다 원전 리스크가 44%로 감소함으로 분석되었다. 본 방법론은 SAMG 전략들의 원전 리스크에 대한 효과성뿐만 아니라 SAMG 조치 관련 위험 요인들의 식별에도 활용할 수 있다.

주제명키워드 (10단어내외)	2단계 확률론적 안전성 평가, 중대사고 관리지침서, 세슘-137, 사건 수목, 고장 수목

BIBLIOGRAPHIC INFORMATION SHEET

KAERI Report No.	KAERI/TR-8706/2021		Report Type	Technical Report	
Title / Subtitle	Development and Assessment of the Level 2 PSA Model Considering Severe Accident Management Guidelines				
Main Author and Department	Sang Hun Lee/Risk Assessment Team				
Co-Author and Department	Jaehyun Cho/Risk Assessment Team, Jaewhan Kim/Risk Assessment Team, Seung Yeon Lee/Risk Assessment Team				
Publication Place	Daejeon	Date of Publication	2021.08.26	Total number of page	78 p.
Open	Open(○), Closed ( )		Reference	Tabs. (7) Figs. (18) Refs. (28)	
Classified	Restricted( ),__Class Document				

Abstract (15-20 Lines)

Severe accident management guidelines (SAMG) play a significant role in mitigating severe accidents in nuclear power plants (NPPs), and thus the modeling of SAMG into Level 2 probabilistic safety assessment (PSA) has become essential to more realistically quantify the safety of NPPs and the effectiveness of SAMG. This study developed a systematic framework to model SAMG into Level 2 PSA, in which SAMG event trees and fault trees are modeled to formulate SAMG in a probabilistic manner. Application results to the internal events of a real plant, the OPR-1000, showed that the inclusion of SAMG in the Level 2 PSA model led to not only a significant increase in the conditional containment intact probability, from 37% to 70%, but also a considerable decrease in NPP risk, namely by 44% compared to the case without SAMG. The method can be used for the estimation of the effectiveness of each mitigation strategy, as well as for the identification of the risk-significant factors regarding SAMG.

Subject Keywords (About 10 words)	Level 2 PSA, Severe Accident Management Guideline, Cs-137, Event Tree, Fault Tree