

리스크정보 최적화를 통한 국내 연구용원자로의 안전성 향상

이윤환*† · 장승철*

Risk-Informed Optimization of Operation and Procedures for Korea Research Reactor

Yoon-Hwan Lee*† · Seung-Cheol Jang*

†Corresponding Author

Yoon-Hwan Lee

Tel : +82-42-868-2652

E-mail : yhlee3@kaeri.re.kr

Received : February 4, 2021

Revised : February 24, 2021

Accepted : February 7, 2022

Abstract : This paper describes an attempt to improve and optimize the operational safety level of a domestic research reactor by conducting a probabilistic safety assessment (PSA) under full-power operating conditions. The PSA was undertaken to assess the level of safety at an operating research reactor in Korea, to evaluate whether it is probabilistically safe and reliable to operate, and to obtain insights regarding the requisite procedural and design improvements for achieving safer operation. The technical objectives were to use the PSA to identify the accident sequences leading to core damage, and to conduct sensitivity analyses based thereon to derive insights regarding potential design and procedural improvements. Based on the dominant accident sequences identified by the PSA, eight types of sensitivity analysis were performed, and relevant insights for achieving safer operation were derived. When these insights were applied to the reactor design and operating procedure, the risk was found to be reduced by approximately ten times, and the safety was significantly improved. The results demonstrate that the PSA methodology is very effective for improving reactor safety in the full-power operating phase. In particular, it is a highly suitable approach for identifying the deficiencies of a reactor operating at full power, and for improving the reactor safety by overcoming those deficiencies.

Copyright©2022 by The Korean Society of Safety All right reserved.

Key Words : probabilistic safety assessment, PSA, core damage frequency, CDF, research reactor

1. 서론

본 논문에서는 국내 연구용원자로(Korea Research Reactor: KRR) 전출력 내부사건 1단계 확률론적안전성 평가(Probabilistic Safety Assessment: PSA) 결과에 기반하여 노심손상빈도(Core Damage Frequency: CDF)를 줄일 수 있는 안전성 증진 방안을 PSA 정량화를 이용한 민감도 분석을 수행함으로써 도출하였다. PSA 수행 결과, 총 9개의 초기사건이 선정되었고^{1,2)}, 이 초기사건들에 대한 사건수목 분석 결과 총 32개의 사고경위가 도출되었다²⁾. 본 PSA 정량화를 위해서 한국원자력연구원서 개발한 AIMS-PSA (Advanced Information Management

System PSA)³⁾ 및 FTREX⁴⁾를 사용하였으며, 절단값 1.0E-15를 적용하여 정량화를 수행하였다. 정량화 수행 결과에 기반한 KRR 안전성 향상 증진 방안을 찾기 위하여 운전 중인 연구로 설계를 변경하거나, 연구로를 안전하게 정지시키기 위한 절차를 변경하기 위한 개선안을 도출하였다. 각 개선안별로 민감도 분석을 수행하여 계통 설계 변경 및 운전원 회복조치 등을 고려한 정량적인 개선 효과를 파악하였으며, 그 결과를 KRR 운영자에게 제공하고자 하였다. 또한 국내외 연구로 설계자에게 안전성 증진을 위한 설계 및 운전 개선안을 제공함으로써 연구용원자로의 설계 단계부터 운전에서 이르기까지 리스크정보를 활용할 수 있는 좋은 예가 될 것으로 기대된다.

*한국원자력연구원 책임연구원 (Korea Atomic Energy Research Institute, Principal Researcher)

2. PSA 수행 방법 및 결과

KRR을 대상으로 수행한 PSA는 ‘국내 연구용원자로 전출력 내부사건 1단계 확률론적안전성평가⁵⁾’ 논문에서 자세하게 기술되어 있으므로, 본 논문에서는 이해를 돕기 위해 아래와 같이 각 분석 절차별로 간단하게 주요 내용과 결과만을 기술하였다. KRR의 원자로 및 주요 냉각계를 포함한 단순계통도를 Fig. 1⁵⁾에 나타내었다.

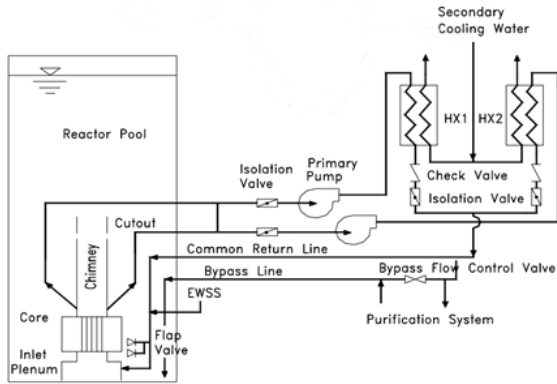


Fig. 1. Schematic diagram of KRR⁵⁾.

2.1 초기사건 분석

초기사건 선정 절차에 따라 분석한 결과, 다음과 같은 총 9개의 초기사건이 선정¹⁾되었으며, 그 결과를 Table 1에 나타내었다.

상기 Table 1에 나타난 각 초기사건별로 빈도 추정을 위해서 KRR 정지이력 분석을 수행하였으며, 수행 결과, 외부전원상실사고(LOEP), 반응도삽입사고(RIA), 일반과도사건-MT 및 일반과도사건-AT는 KRR 운전에서 경험한 것으로 분석되었으며, 나머지 5개 초기사건은 KRR 운전에서 경험하지 못한 사고로 확인되었다¹⁾.

Table 1. Initiating event list¹⁾

No.	Initiating event
1	Loss of Electric Power: LOEP (외부전원상실사고)
2	Reactivity Insertion Accident: RIA (반응도삽입사고)
3	Loss of Primary Cooling System: LOPCS (일차냉각계통상실사고)
4	Loss of Secondary Cooling System: LOSCS (이차냉각계통상실사고)
5	Loss of Coolant Accident: LOCA (냉각재상실사고)
6	Beam Tube Loss of Coolant Accident: BT-LOCA (빔튜브파단냉각재상실사고)
7	Single Channel Flow Blockage: SCFB (단일채널유동상실사고)
8	General Transient by Manual Trip: GTRN-MT (일반과도사건-수동정지)
9	General Transient by Automatic Trip: GTRN-AT (일반과도사건-자동정지)

따라서 상기 선정된 9개 초기사건별 발생빈도를 다음과 같이 평가하였다¹⁾.

- 하나로 운전 중 1회 이상 발생 경험이 있는 초기사건인 외부전원상실사고, 반응도 삽입사고 및 일반과도사건 AT/MT에 대해서는 KRR 총 운전시간 동안의 정지이력 분석 수행 후 Jeffreys non-informative prior에 대한 베이지안 처리(Bayesian update)를 통해 발생빈도를 계산하였음¹⁾.
- 발생 경험이 없는 초기사건 중 일차냉각계통상실사고 및 이차냉각계통상실사고는 상기 사고와 마찬가지로 Jeffreys non-informative prior에 대한 베이지안 처리를 통해 발생빈도를 계산하였음¹⁾.
- 운전 중 발생 경험이 없는 초기사건 중 원자로냉각재상실사고, 빔튜브파단 냉각재상실사고 및 단일채널유동상실사고는 국외 연구로의 일반 데이터를 적용하였음¹⁾.

상기 기술된 계산 방법과 가정사항에 근거하여 각 초기사건별 발생빈도를 평가하였으며, 그 결과를 Table 2에 나타내었다¹⁾.

Table 2. Initiating event frequencies for KRR PSA¹⁾

Initiating event	Frequency(/yr)	Error factor	Remarks
LOEP	1.92E+00	1.5	KRR experience
RIA	1.67E+00	1.5	KRR experience
LOPCS	6.20E-02	8.4	KRR experience
LOSCS	6.20E-02	8.4	KRR experience
LOCA	9.89E-04	10.0	OPAL reactor ^{a)} + PWR ^{b)}
SCFB	1.30E-05	10.0	OPAL reactor
BT-LOCA	6.85E-06	10.0	Tehran reactor
GTRN-MT	1.43E+00	1.3	KRR experience
GTRN-AT	5.65E+00	1.6	KRR experience

a) OPAL reactor: Open-pool australian lightwater reactor

b) PWR: Pressurized water reactor

2.2 사고경위 분석

상기 Table 1에 나타난 총 9가지의 각 초기사건별로 사고경위 분석을 수행하였다²⁾. 각 초기사건별로 사건수목을 구축하였으며, 사건수목 표제(heading)별 성공기준 및 고장수목을 구성하였다²⁾. 각 초기사건들에 대한 사건수목 분석 결과, 총 32개의 사고경위가 도출되었다²⁾.

2.3 신뢰도데이터 분석

(1) 기기고장률 데이터

KRR의 경우, 수조 내 정지봉구동장치, 일차냉각계통 내 기기, 비상보충수계통 내 일부 기기 등만이 안전

등급 기기에 해당하며, 나머지 대부분의 계통 내 기기는 비안전등급으로 설계되어 있다²⁾. 따라서 PSA 수행 시 안전등급 기기와 비안전등급 기기를 분리하여 기기 신뢰도 데이터원별로 사용하였다²⁾. 따라서 KRR PSA에서는 아래와 같은 기준 하에 일반 기기고장률 데이터를 사용하였으며, 사용된 기준은 다음과 같다²⁾.

- PSA 분석 대상 기기 중에서 안전등급에 해당하는 기기의 고장률 데이터는
 - 일차적으로 국내 운전 경험을 반영한 NUREG/CR-6928 베이지안 업데이트 데이터베이스^{2,6)} 적용
 - 상기 적용이 불가능한 경우에는 일반데이터 NUREG/CR-6928^{2,7)} 적용
- PSA 분석 대상 기기 중에서 비안전등급에 해당하는 기기의 고장률 데이터는
 - 일차적으로 IAEA 연구용원자로 운전 경험 데이터인 IAEA-TECDOC-930^{2,8)} 적용
 - 상기 적용이 불가능한 경우에는 EPRI 일반데이터 ALWR URD^{2,9)} 적용

기기신뢰도데이터 사용시 상기와 같이 제한점이 있는 관계로 이를 극복하고자 현재 분석 대상 연구용원자로인 KRR에서 경험한 기기 고장 자료를 분석하였다²⁾. 그러나 기록된 고장 건수가 매우 적은 관계로 의미 있는 기기별 고장률을 얻지 못하였으며, 따라서 PSA에 KRR 고유의 고장자료를 사용하지 못하고, 상기와 같이 일반데이터를 사용하였다²⁾.

(2) 공통원인고장률 데이터

최근 원전 경험을 반영하여 2007년에 NUREG/CR-5497 데이터를 업데이트한 공통원인고장률 관련 데이터베이스^{2,16)}가 개발되었다. 따라서 본 KRR PSA 공통원인분석에는 2007년 NUREG/CR-5497^{2,10)} 데이터를 공통원인고장 사건분석을 위한 기본 데이터베이스로 선정하였다. 본 분석에서는 기기의 시험 방법, 즉 시차(staggered testing) 또는 비시차(non-staggered testing) 시험을 구분하여 공통원인고장 모수를 계산하여 평균값을 사용하였다^{2,11)}.

(3) 인적오류확률 데이터

본 분석에서 사용한 방법은 국제 표준 HRA (human reliability analysis) 방법, 즉 K-HRA¹²⁾ 방법이다. 분석에서는 총 7가지 비상직무의 인적오류 확률값을 산출하여 KRR PSA에 사용하였다²⁾.

2.4 정량화 및 결과 분석

KRR PSA 정량화를 수행한 결과를 Fig. 2²⁾에 나타내었으며, 노심손상빈도(Core Damage Frequency: CDF)는 약 4.55E-06/yr로 평가되었다²⁾. 따라서 본 논문에서는 PSA 정량화 결과를 바탕으로 운전 단계에서의 개선점을 파악하고 리스크를 저감시킬 수 있는 방안을 도출하였다. Fig. 2²⁾에 나타낸 바와 같이, 외부전원상실사고가 CDF에 가장 영향이 큰 초기사건으로 파악되었다.

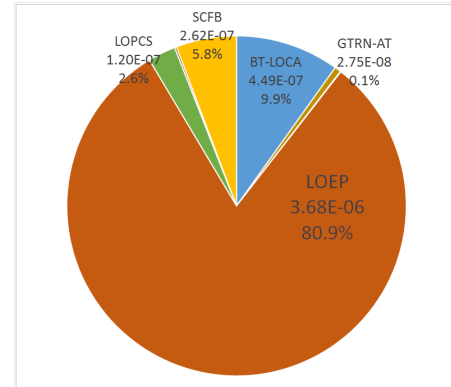


Fig. 2. Contribution to CDF by each initiating event in base model²⁾.

KRR PSA 정량화 결과²⁾를 아래 Table 2에 나타내었다. 본 연구는 요르단 연구용원자로의 안전성 향상 방안 도출 관련 논문인 ‘PSA를 이용한 연구용 원자로 안전성 향상 방안 도출¹³⁾’에서 적용한 방법을 사용하여, KRR 리스크에 큰 영향을 미치는 주요 최소단절집합(MCS: Minimal Cut Set) 순으로 개선안을 확인하였으며, 이에 기반하여 PSA 정량화를 통한 민감도 분석을 수행하였다.

Table 2. MCSs Leading to core damage²⁾

No	CDF	F-V	Initiating event	Event 1	Event 2
1	3.67E-06	0.806	%LOEP	PCCVW -FL0304AB	#LOEP-2
2	3.20E-07	0.070	%BT-LOCA	EWVVT -V010	#BT-LOCA-2
3	2.60E-07	0.057	%SCFB	RPOPV -SCFB	#SCFB-4
4	1.18E-07	0.026	%LOPCS	PCCVW -FL0304AB	#LOPCS-2
5	5.33E-08	0.011	%BT-LOCA	EWVVT -V009	#BT-LOCA-2

(1) 최소단절집합 1번

상기 Table 1에 나타난 바와 같이 KRR PSA 정량화에 가장 큰 영향을 미친 최소단절집합은 다음과 같다.

최소단절집합은 이상 사건을 유발하는 최소한의 사건들 조합으로서, 1단계 내부사건 PSA에서는 일반적으로 노심손상에 이르게 하는 기기 및 인간오류사건 등의 조합을 말한다.

- 외부전원상실사고(LOEP) 발생 후, 일차냉각계통 플랩밸브(flap valve)의 개방실패 관련 공통원인고장에 기인한 노심손상 조합 [%LOEP * PCCVW-FL0304AB]

상기 최소단절집합으로 인한 리스크는 총 CDF의 약 80.6%로 연구로의 안전 정지에 가장 큰 영향을 미치는 것으로 확인되었다. 이와 같은 결과로 인해 외부사건전원상실사고가 Fig. 2에 도시된 바와 같이 KRR CDF에 가장 영향이 큰 초기사건으로 확인되었다. 최소단절집합 1번으로 인한 연구로 리스크에 미치는 영향을 감소시키고자 도출된 설계 변경 사항 2가지는 다음과 같다.

- 현재 연구로에는 비상디젤발전기(Emergency Diesel Generator: EDG)가 설치되어 있지 않음. 따라서 스위치기어 S01의 6.6 kV 모선에 EDG를 설치하여 외부전원상실 시에도 일차냉각펌프를 이용한 노심 잔열 제거 운전이 가능하도록 함.
- 원자로 정지에 성공한 이후, 노심 열제거를 위해 플랩밸브 개방을 통한 자연대류 운전이 실패하였을 경우, 운전원이 플랩밸브를 수동으로 개방하는 회복 조치 수행, 이를 위해서는 운전원 절차서에 해당 행위가 명시되고 개정된 절차서에 기반한 운전원 교육이 필요함.

(2) 최소단절집합 2번

Table 2에 나타난 바와 같이 두 번째 최소단절집합은 다음과 같다.

- 빔튜브파단 냉각재상실사고(BT-LOCA) 발생 후, 비상보충수계통 수동밸브의 개방유지 실패로 인한 노심 냉각 실패 [%BT-LOCA * EWWVT- V010]

이 최소단절집합은 총 CDF의 약 7.0%를 차지하며, 두 번째로 연구로 안전정지에 미치는 영향이 큰 것으로 확인되었다. 최소단절집합 2번으로 인한 CDF를 줄이기 위한 변경 사항 2가지는 다음과 같다.

- 현재 비상보충수계통 수동밸브 시험주기가 18개월이나, 비상보충수 탱크로부터의 냉각수 주입 경로의 시험주기인 3개월로 변경, 이를 통해 해당 기기의 이용불능도를 낮출 수 있음.

- 연구로 안전성분석보고서⁶⁾에 따르면 빔튜브파단 냉각재상실사고시 수조내 냉각수를 보충하기 위해 원자로실 배수조(sump)의 재순환 운전을 요구하고 있음. 그러나 배수조 재순환운전은 배수조 내 많은 협잡물로 인해 펌프, 밸브 및 배관 등이 막힐 가능성이 매우 높음. 따라서 비상보충수원을 원자로실 배수조에서 비상보충수 탱크로 전환하여 기존 냉각수와 같은 수질의 보충수를 노심에 공급하도록 함. 이와 같이 비상보충수원 변경시, 비상보충수계통 내 기기는 비안전등급에서 안전등급으로 향상되며, 비상보충수 공급 실패 확률은 낮출 수 있음.

(3) 최소단절집합 3번

Table 2에 나타난 바와 같이 세 번째 최소단절집합은 다음과 같다.

- 단일채널유동상실사고(SCFB) 발생 후, 주제어실 운전원에 의한 원자로 수동정지 실패 [%SCFB * RPOPV-SCFB]

이 최소단절집합은 총 CDF의 약 5.7%를 차지하며, 세 번째로 정량화 결과에 미치는 영향이 큰 최소단절집합으로 나타났다. 여기에서 RPOPV-SCFB 기본사건은 단일채널유동상실사고, 즉 핵연료집합체의 한 개 채널 막힘으로 인해 해당 채널에 냉각수가 흐르지 않게 되는 사고를 주제어실 운전원이 인지하고 수동으로 원자로를 정지시키는 운전원 행위를 말한다. 최소단절집합 3번으로 인한 리스크를 저감하기 위한 방법을 도출하였다.

- 단일채널유동상실사고 발생시에는 주제어실 운전원이 이를 인지하고 수동으로 원자로를 정지시켜야 함. 현재의 상황에서는 기술행정절차서상 방사능 관련 운전변수를 매시간 기록함으로써 이 사고를 인지하고 수동 정지할 수 있으며, 이 때 운전원 행위(RPOPV-SCFB)의 실패 확률을 K-HRA¹²⁾ 방법을 사용하여 2.00E-02/yr로 평가함.
- 따라서 운전원 절차서 상에 본 사고 관련 인지 방법 및 회복 조치 등의 상세 기술, 절차서 개정 및 운전원 교육 등을 통해 이 상황에 대한 운전원의 이해도와 운전 수행도를 높일 수 있을 것이며, 개선된 상황에서의 운전원 실패확률은 1.47E-03/yr로 평가됨.

(4) 최소단절집합 4번

Table 2에 나타난 바와 같이 네 번째 최소단절집합은 다음과 같다.

- 일차냉각계통 상실사고(LOPCS) 발생 후, 일차냉각계통 플랩밸브(flap valve)의 개방실패 관련 공통원인고장에 기인한 노심손상 조합 [%LOPCS * PCCVW-FL0304AB]

이 최소단절집합은 총 CDF의 약 2.6%를 차지하며, 최소단절집합 4번으로 인한 CDF를 감소시키기 위한 설계 변경 사항은 다음과 같다.

- 원자로 정지에 성공한 이후, 노심 열제거를 위해 플랩밸브 개방을 통한 자연대류 운전이 실패하였을 경우, 운전원이 플랩밸브를 수동으로 개방하는 회복 조치 수행

(5) 최소단절집합 5번

Table 2에 나타난 바와 같이 다섯 번째 최소단절집합은 다음과 같다.

- 빔튜브파단 냉각재상실사고 발생 후, 비상보충수계통 수동밸브의 개방유지 실패로 인한 노심 냉각 실패 [%BT-LOCA * EWWVT- V009]

이 최소단절집합은 총 CDF의 약 1.1%를 차지하며, 다섯 번째로 정량화 결과에 미치는 영향이 큰 것으로 확인되었다. 최소단절집합 5번으로 인한 CDF를 저감하기 위해 본 연구에서는 다음과 같은 변경 사항을 도출하였다.

- V009 수동밸브의 시험주기는 현재 3개월임. 따라서 시험주기 변경 관련한 절차서 변경 요구 사항 없음.
- 상기 최소단절집합 2번에 기술된 설계 변경 사항과 동일하며, 비상보충수원을 원자로실 배수조에서 비상보충수 탱크로 전환하여 기존 냉각수와 같은 수질의 보충수를 노심에 공급하도록 함. 이와 같이 비상보충수원 변경시, 비상보충수계통 내 기기는 비안전등급에서 안전등급으로 향상되며, 비상보충수 공급 실패 확률은 낮출 수 있음.

3. 설계 개선을 위한 민감도 분석

KRR PSA 정량화 결과 중 연구로 안전성에 미치는 영향이 큰 최소단절집합별로 리스크 저감 방안을 마련하였다. 본 3항에서는 상기 2항에서 마련한 리스크 저감 방안을 토대로 아래 Table 3과 같은 민감도 분석을 수행하였다.

Table 3. Types of sensitivity analysis

No	Sensitivity analysis	Descriptions
1	Sensitivity I	Base model + Recovery action of flap valves
2	Sensitivity II	Base model + EDG installation
3	Sensitivity III	Base model + Test period change of manual valves from 18 months to 3 months
4	Sensitivity IV	Base model + Emergency water source change from sump to EWSS tank
5	Sensitivity V	Base model + RPOPV-SCFB value change to 1.43 obtained from detailed HRA
6	Sensitivity VI	Base model + Sensitivity I + Sensitivity II
7	Sensitivity VII	Base model + Sensitivity VI + Sensitivity VI + Sensitivity VII

(1) 민감도 분석 I

민감도 분석 I은 본 연구로 PSA에서 고려된 모든 초기사건 발생 후, 일차냉각계통 플랩밸브 CV-03 및 CV-04의 개방실패 고장으로 인해 원자로 안전정지에 실패한 경우이다. 본 민감도 분석에서 적용한 도출안은 최소단절집합 1번 및 4번으로 인한 CDF를 함께 줄일 수 있는 방안으로써 자세한 내용은 다음과 같다.

- 원자로 정지에 성공한 이후, 노심 열제거를 위해 플랩밸브 개방을 통한 자연대류 운전이 실패하였을 경우, 운전원이 플랩밸브를 수동으로 개방하는 회복 조치 수행

상기와 같이 민감도 분석 시, 해당 사건수목은 Fig. 3과 같이 변경된다.

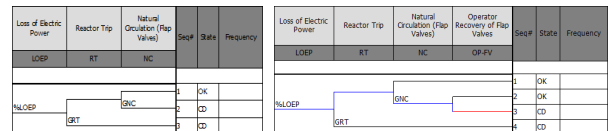


Fig. 3. Event trees in sensitivity analysis I (before and after).

Table 4. MCSs Causing core damage based on sensitivity analysis I

No	CDF	F-V	Initiating event	Event 1	Event 2	Event 3
1	3.67E-07	0.325753	%LOEP	PCCVW-FL0304AB	PCOPV-FLAP-REC	#BT-LOCA-2
2	3.20E-07	0.283919	%BT-LOCA	EWWVT-V010	#BT-LOCA-2	
3	2.60E-07	0.231022	%SCFB	RPOPV-SCFB	#SCFB-4	
4	5.33E-08	0.04732	%BT-LOCA	EWWVT-V009	#BT-LOCA-2	
5	2.74E-08	0.024346	%BT-LOCA	EWMVC-LV007	#BT-LOCA-2	

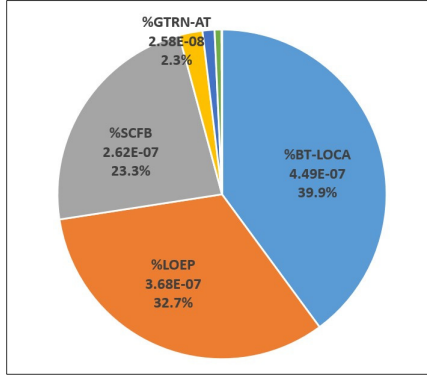


Fig. 4. Contribution of each initiating event to CDF in sensitivity analysis I.

민감도 분석을 수행한 결과는 Table 4와 같으며, 총 CDF는 4.55E-06/yr에서 1.13E-06/yr로 약 75.2% 리스크가 감소되는 효과를 나타내었다.

상기 Fig. 4에 나타난 바와 같이 외부전원상실사고로 인해 CDF에 미치는 영향이 80.9%에서 32.7%로 대폭 감소하였으며, 이로 인해 빔튜브파단 냉각재상실사고가 CDF에 미치는 영향이 상대적으로 크게 나타났다. 민감도 분석 I을 통해서 운전원 회복조치를 추가함으로써 KRR PSA 기본모델에 비해 플랩밸브의 가용성이 증가하고 이로 인해 노심 열제거 기능이 향상됨으로써 연구로 안전성이 보다 향상된 것으로 분석되었다.

(2) 민감도 분석 II

민감도 분석 II는 상기 민감도 분석 I과 같이 외부전원상실사고 이후, 일차냉각계통 플랩밸브 CV-03 및 CV-04의 개방실패 고장으로 인해 원자로 안전정지에 실패한 경우이다. 이 경우에는 최소단절집합 1번으로 인한 CDF를 감소시킬 수 있는 방안이며, 내용은 다음과 같다.

- 스위치기어 S01의 6.6kV 모선에 EDG를 설치하여 외부전원상실 시에도 일차냉각펌프를 이용한 노심 잔열 제거 운전 수행

상기 도출안 적용시, 해당 사건수목은 Fig. 5와 같이 변경된다.

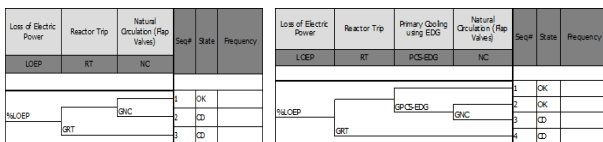


Fig. 5. Event trees in sensitivity analysis I (before and after).

Table 5. MCSs Causing core damage based on sensitivity analysis II

No	CDF	F-V	Initiating event	Event 1	Event 2	Event 3
1	3.27E-07	0.269877	%LOEP	EGDGR-EDG-S	PCCVW-FL0304AB	#LOEP-3
2	3.20E-07	0.263462	%BT-LOCA	EWVVT-V010	#BT-LOCA-2	
3	2.60E-07	0.214377	%SCFB	RPOPV-SCFB	#SCFB-4	
4	1.18E-07	0.097612	%LOPCS	PCCVW-FL0304AB	#LOPCS-2	
5	5.33E-08	0.04391	%BT-LOCA	EWVVT-V009	#BT-LOCA-2	

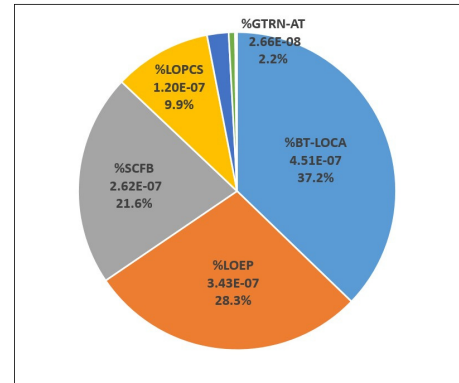


Fig. 6. Contribution of each initiating event to CDF in sensitivity analysis II.

상기 기술된 도출안을 적용하여 정량화를 수행한 결과는 Table 5와 같으며, 총 CDF는 4.55E-06/yr에서 1.21E-06/yr로, 리스크가 약 73.4% 감소되는 효과를 나타내었다. 초기사건별 CDF에 미치는 영향은 Fig. 6에 나타난 바와 같다. 기본모델에 가장 큰 영향을 미쳤던 외부전원상실사고는 EDG 설치로 인해 그 영향이 약 28.3% 정도로 크게 감소하였으며, 빔튜브파단 냉각재상실사고가 CDF에 미치는 영향이 상대적으로 크게 나타났다. 민감도분석 II를 통해서 EDG를 모델에 반영함으로써 KRR PSA 기본모델에 비해 일차냉각펌프의 가용성이 증가하고 이로 인해 노심 열제거 기능이 향상됨으로써 연구로 안전성이 보다 증진된 것으로 분석되었다.

(3) 민감도 분석 III

민감도 분석 III은 빔튜브파단 냉각재상실사고 발생 이후, 비상보충수계통 수동밸브의 개방유지 실패로 인해 원자로 안전정지에 실패한 경우이다. 이 경우에는 최소단절집합 2번으로 인한 CDF를 감소시킬 수 있는 방안이며, 내용은 다음과 같다.

- 현재 비상보충수계통 수동밸브 시험주기가 18개월⁹⁾ 이나, 비상보충수 탱크로부터의 냉각수 주입 경로의 시험주기인 3개월로 변경, 이를 통해 해당 기기의 이용불능도를 낮출 수 있음.

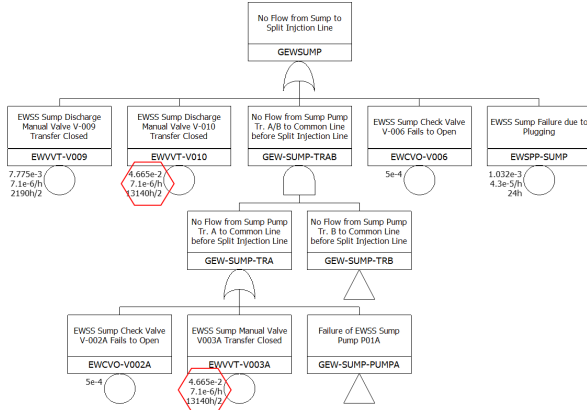


Fig. 7. V003 and V010 Unavailability in base model.

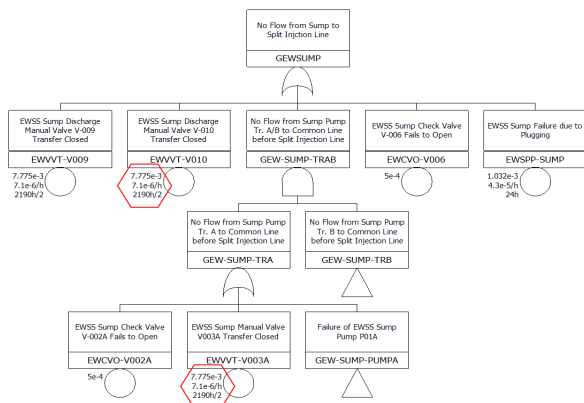


Fig. 8. V003 and V010 Unavailability in sensitivity analysis III.

Table 6. MCSs Leading to core damage based on sensitivity analysis III

No	CDF	F-V	Initiating event	Event 1	Event 2
1	3.67E-06	0.861991	%LOEP	PCCVW-FL0304AB	#LOEP-2
2	2.60E-07	0.061132	%SCFB	RPOPV-SCFB	#SCFB-4
3	1.18E-07	0.027835	%LOPCS	PCCVW-FL0304AB	#LOPCS-2
4	5.33E-08	0.012522	%BT-LOCA	EWWVT-V010	#BT-LOCA-2
5	5.33E-08	0.012522	%BT-LOCA	EWWVT-V009	#BT-LOCA-2

도출안을 적용한 PSA 정량화를 수행한 결과는 Table 6과 같으며, 총 CDF는 4.55E-06/yr에서 4.25E-06/yr로, 리스크가 약 6.6% 감소되는 효과를 나타내었다. 초기 사건별 CDF에 미치는 영향은 Fig. 9에 나타낸 바와 같다. 시험주기 변경으로 인해 나타나는 CDF 감소는 다른 민감도 분석에 비해 크지 않은 것으로 나타났다.

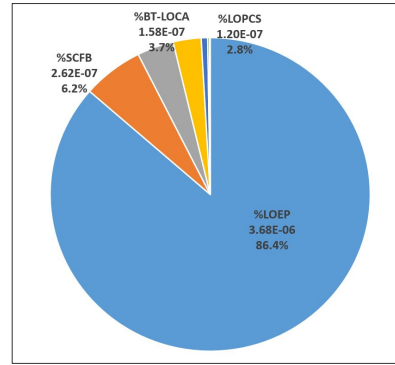


Fig. 9. Contribution of each initiating event to CDF in sensitivity analysis III.

(4) 민감도 분석 IV

민감도 분석 IV는 앞선 민감도 분석 III과 같이 빔튜브파단 냉각재상실사고 발생 이후, 비상보충수계통 수동밸브의 개방유지 실패로 인해 원자로 안전정지에 실패한 경우이다. 본 민감도 분석에서 적용한 도출안은 최소단절집합 2번 및 5번의 CDF를 줄일 수 있는 방안으로 자세한 내용은 다음과 같다.

- KRR 안전성분석보고서⁹⁾에 따르면 빔튜브파단 냉각재상실사고시 수조내 냉각수를 보충하기 위해 배수조 재순환 운전은 요구하고 있음. 그러나 재순환 운전은 배수조 내 많은 협잡물로 인해 펌프, 밸브 및 배관 등이 막힐 가능성이 매우 높음. 따라서 비상보충수원을 원자로실 배수조에서 비상보충수 탱크로 전환하여 기존 냉각수와 같은 수질의 보충수를 노심에 중력으로 공급하도록 함.

상기와 같은 변경 사항을 적용하여 정량화를 수행한 결과는 Table 7과 같으며, 총 CDF는 4.55E-06/yr에서 4.16E-06/yr로, 리스크가 약 8.6% 감소되는 효과를 나타내었다. 초기사건별 CDF에 미치는 영향은 Fig. 10에 나타낸 바와 같다.

Table 7. MCSs Causing core damage based on sensitivity analysis IV

No	CDF	F-V	Initiating event	Event 1	Event 2	Event 3
1	3.67E-06	0.882057	%LOEP	PCCVW-FL0304AB	#LOEP-2	
2	2.60E-07	0.062555	%SCFB	RPOPV-SCFB	#SCFB-4	
3	1.18E-07	0.028483	%LOPCS	PCCVW-FL0304AB	#LOPCS-2	
4	5.33E-08	0.012813	%BT-LOCA	EWWVT-V009	#BT-LOCA-2	
5	9.46E-09	0.002276	%LOEP	PCCVO-FLAPV03A	PCCVO-FLAPV04B	#LOEP-2

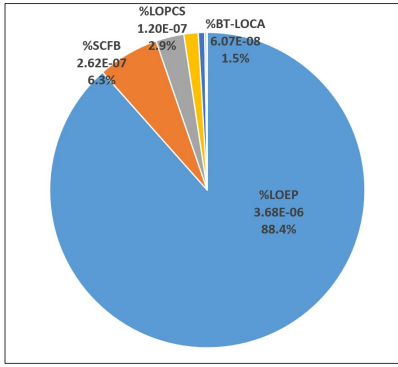


Fig. 10. Contribution of each initiating event to CDF in sensitivity analysis IV.

본 민감도 분석은 앞선 민감도 분석 III과 같이 빔튜브파단 냉각재상실사고에 적용한 설계 변경 사항이며, 수조로의 비상보충수 주입시 서로 다른 비상보충수원과 주입 방법을 사용하고 있다. 이 방법을 현장에 적용하기 위해서는 빔튜브파단 냉각재상실사고시 플랩밸브의 거동, 침니(chimney)와 플랩밸브를 통한 자연순환 대류 형성 및 수조내 냉각수 고갈시간 등 추가 분석을 수행해야 한다. 현재 이와 관련한 분석을 수행 중이므로 결과가 정리되는 대로 차기 논문으로 제출할 예정이다.

(5) 민감도 분석 V

민감도 분석 V는 단일채널유동상실사고 발생 후, 주제어실 운전원에 의한 원자로 수동정지 실패로 인한 한 개의 채널 핵연료집합체가 노심손상을 받는 경우이다. 본 민감도 분석에서 적용한 도출안은 최소단절집합 3번(%SCFB * RPOPV-SCFB)으로 인한 CDF를 줄일 수 있는 방안으로, 여기에서 RPOPV-SCFB 기본사건은 단일채널유동상실사고, 즉 핵연료집합체의 한 개 채널 막힘으로 인해 해당 채널에 냉각수가 흐르지 않게 되는 사고를 주제어실 운전원이 인지하고 수동으로 원자로를 정지시키는 운전원 행위를 말한다. 최소단절집합 3번으로 인한 CDF를 저감하기 위해 다음과 같은 방법을 도출하여 민감도 분석 V를 수행하였다.

- 기본모델 정량화에서는 단일채널유동상실사고를 주제어실 운전원이 인지하고 수동으로 원자로를 정지시키는 운전원 행위(RPOPV-SCFB)의 실패 확률을 2.00E-02/yr로 평가함. 따라서 운전원 절차서 등의 상세 기술, 개정 및 운전원 교육 등을 통해 이 상황에 대한 운전원의 수동정지 실패 확률을 낮출 수 있을 것이며, 이 때 운전원 실패확률을 1.47E-03/yr로 평가함.

Table 8. MCSs Causing core damage based on sensitivity analysis V

No	CDF	F-V	Initiating event	Event 1	Event 2
1	3.67E-06	0.861991	%LOEP	PCCVW-FL0304AB	#LOEP-2
2	2.60E-07	0.061132	%SCFB	RPOPV-SCFB	#SCFB-4
3	1.18E-07	0.027835	%LOPCS	PCCVW-FL0304AB	#LOPCS-2
4	5.33E-08	0.012522	%BT-LOCA	EWVVT-V010	#BT-LOCA-2
5	5.33E-08	0.012522	%BT-LOCA	EWVVT-V009	#BT-LOCA-2

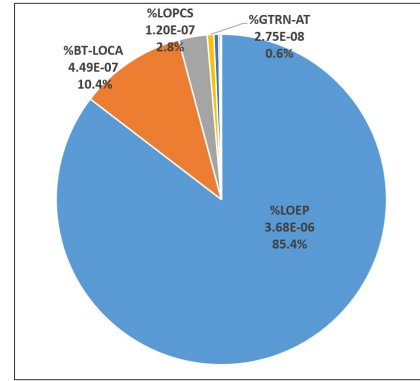


Fig. 11. Contribution of each initiating event to CDF in sensitivity analysis V.

상기와 같은 절차서 개선 사항을 적용하여 정량화를 수행한 결과는 Table 8과 같으며, 총 CDF는 4.55E-06/yr에서 4.30E-06/yr로, 리스크가 약 5.5% 감소되는 효과를 나타내었다. 초기사건별 CDF에 미치는 영향은 Fig. 11에 나타난 바와 같다.

(6) 민감도 분석 VI

기본모델에서의 초기사건별 CDF에 미치는 영향은 Fig. 2에 도시된 바와 같이, 외부전원상실사고가 약 80.9% 정도로 연구로의 안전정지에 가장 큰 영향을 미치는 것으로 나타났다. 또한 기본모델에서 최소단절집합 1번(%LOEP * PCCVW-FL0304AB)은 총 CDF의 약 80.6%로 리스크에 미치는 영향이 가장 큰 것으로 나타났다. 상기와 같은 기본모델 정량화 결과에 기반하여, 외부전원상실사고 및 최소단절집합 1번이 연구로 리스크에 미치는 영향을 줄일 수 있는 안전성 증진 방안을 도출하여 민감도 분석 I 및 II를 수행하였다. 본 민감도 분석 VI에서는 이 중에서 민감도 분석 I 및 II의 설계 변경 및 절차서 개선 사항을 모델에 반영하여 종합적인 리스크 저감 효과를 알아보하고자 하였다. 본 민감도 분석 VI에 적용된 2가지 개선 사항은 다음과 같다.

- 원자로 정지에 성공한 이후, 노심 열제거를 위해 플랩밸브 개방을 통한 자연대류 운전이 실패하였을

경우, 운전원이 플랩밸브를 수동으로 개방하는 회복 조치 수행

- 스위치기어 S01의 6.6kV 모선에 EDG를 설치하여 외부전원상실 시에도 일차냉각펌프를 이용한 노심 잔열 제거 운전 수행

상기와 같은 설계 및 절차서 개선 사항을 적용하여 민감도 분석을 수행한 결과는 Table 9와 같으며, 총 CDF는 4.55E-06/yr에서 7.94E-07/yr로, 리스크가 약 82.5% 감소되는 효과를 나타내었다. 초기사건별 CDF에 미치는 영향은 Fig. 12에 나타난 바와 같다.

외부전원상실사고로 인한 CDF에 미치는 영향이 80.9%에서 4.3%로 대폭 감소하였으며, 이로 인해 빔튜브파단 냉각재상실사고가 CDF에 미치는 영향이 상대적으로 크게 나타났다. 운전원 회복조치 및 EDG를 추가함으로써 기본모델에 비해 플랩밸브 및 일차냉각펌프의 가용성이 증가하였고 이로 인해 노심 잔열제거 기능이 향상됨으로써 연구로 안전성이 보다 향상된 것으로 분석되었다.

Table 9. MCSs Causing core damage based on sensitivity analysis VI

No	CDF	F-V	Initiating event	Event 1	Event 2	Event 3	Event 4
1	3.20E-07	0.402258	%BT-LOCA	EWVVT-V010	#BT-LOCA-2		
2	2.60E-07	0.327314	%SCFB	RPOPV-SCFB	#SCFB-4		
3	5.33E-08	0.067043	%BT-LOCA	EWVVT-V009	#BT-LOCA-2		
4	3.27E-08	0.041205	%LOEP	EGDGR-EDG-S	PCCVW-FL0304AB	PCOPV-F LAP-REC	#LOEP-3
5	2.74E-08	0.034494	%BT-LOCA	EWMVC-LV007	#BT-LOCA-2		

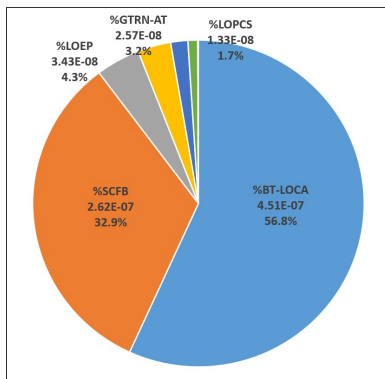


Fig. 12. Contribution of each initiating event to CDF in sensitivity analysis VI.

(7) 민감도 분석 VII

본 민감도 분석 VII에서는 시험주기 변경을 고려한

민감도 분석 III 및 RPOPV-SCFB 상세 운전원 실패확률을 고려한 민감도 분석 V를 종합적으로 고려하여 리스크 평가를 수행하였다. 본 분석에 민감도 분석 IV를 고려하지 않은 이유는 비상보충수원 변경에 따른 열적 안전해석 등 여러 가지 추가 분석을 필요로 하고 있기 때문이다. 따라서 본 민감도 분석 VII에 적용된 4가지 개선 사항은 다음과 같다.

- 원자로 정지에 성공한 이후, 노심 열제거를 위해 플랩밸브 개방을 통한 자연대류 운전이 실패하였을 경우, 운전원이 플랩밸브를 수동으로 개방하는 회복 조치 수행
- 스위치기어 S01의 6.6 kV 모선에 EDG를 설치하여 외부전원상실 시에도 일차냉각펌프를 이용한 노심 잔열 제거 운전 수행
- 비상보충수계통의 수동밸브 시험주기를 18개월에서 3개월로 변경, 이를 통해 해당 기기의 이용불능도를 낮출 수 있음.
- 단일채널유동상실사고를 주제어실 운전원이 인지하고 수동으로 원자로를 정지시키는 운전원 행위 (RPOPV-SCFB)의 실패 확률을 2.00E-02/yr에서 1.47E-03/yr로 적용함. 단, 적용을 위해서는 운전원 절차서 등의 상세 기술, 개정 및 운전원 교육 등을 필요로 함

상기와 같은 설계 및 절차서 개선 사항을 적용하여 정량화를 수행한 결과는 Table 10과 같으며, 총 CDF는 4.55E-06/yr에서 2.62E-07/yr로, 리스크가 약 94.2% 감소되는 효과를 나타내었다. 초기사건별 CDF에 미치는 영향은 Fig. 13에 나타난 바와 같다.

빔튜브파단 냉각재상실사고 및 단일채널유동상실사고가 연구로 리스크에 미치는 영향이 상기 민감도 분석 VII에 비해 감소되었음에도 불구하고, 초기사건별 영향에서는 빔튜브파단 냉각재상실사고로 인한 CDF가

Table 10. MCSs Causing core damage based on sensitivity analysis VII

No	CDF	F-V	Initiating event	Event 1	Event 2	Event 2	Event 4
1	5.33E-08	0.203351	%BT-LOCA	EWVVT-V010	#BT-LOCA-2		
2	5.33E-08	0.203351	%BT-LOCA	EWVVT-V009	#BT-LOCA-2		
3	3.27E-08	0.124981	%LOEP	EGDGR-EDG-S	PCCVW-FL0304AB	PCOPV-FLAP-REC	#LOEP-3
4	2.74E-08	0.104625	%BT-LOCA	EWMVC-LV007	#BT-LOCA-2		
5	1.91E-08	0.07297	%SCFB	RPOPV-SCFB	#SCFB-4		

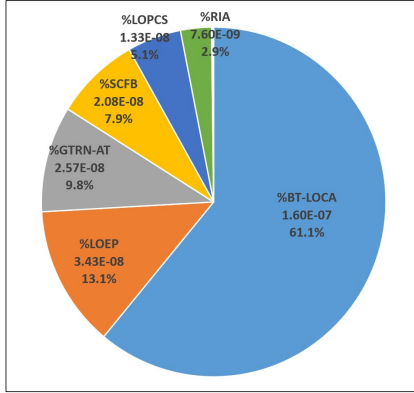


Fig. 13. Contribution of each initiating event to CDF in sensitivity analysis VII.

Table 11. Comparison of base model MCSs and sensitivity VII MCSs

MODEL	No	CDF	F-V	Initiating event	Event 1	Event 2	Event 3	Event 4
BASE	1	3.67E-06	0.806689	%LOEP	PCCVW-FL0304AB	#LOEP-2		
SEN VII	3	3.27E-08	0.124981	%LOEP	EGDGR-EDG-S	PCCVW-FL0304AB	PCOPV-FLAP-REC	#LOEP-3
BASE	2	3.20E-07	0.070309	%BT-LOCA	EWVVT-V010	#BT-LOC A-2		
SEN VII	1	5.33E-08	0.203351	%BT-LOCA	EWVVT-V010	#BT-LOC A-2		
BASE	3	2.60E-07	0.05721	%SCFB	RPOPV-SCFB	#SCFB-4		
SEN VII	5	1.91E-08	0.07297	%SCFB	RPOPV-SCFB	#SCFB-4		
BASE	4	1.18E-07	0.026049	%LOPCS	PCCVW-FL0304AB	#LOPCS-2		
SEN VII	6	1.18E-08	0.045205	%LOPCS	PCCVW-FL0304AB	PCOPV-FLAP-REC	#LOPCS-2	
BASE	5	5.33E-08	0.011718	%BT-LOCA	EWVVT-V009	#BT-LOC A-2		
SEN VII	2	5.33E-08	0.203351	%BT-LOCA	EWVVT-V009	#BT-LOC A-2		

1.60E-07/년으로 전체 CDF의 61.1%를 차지하여 가장 영향이 큰 초기사건으로 평가되었다. 이는 비상보충수 계통의 시험주기 변경 및 RPOVV-SCFB의 운전원 실패 확률값의 변경 등에도 불구하고, 플랩밸브의 운전원 회복조치 및 EDG의 설치 등으로 인해 연구로 리스크에 미치는 영향이 대폭 감소한 결과에 기인한 것으로 파악되었다. 초기사건별 CDF 감소 효과 측면에서는 외부전원상실사고 및 단일채널 유동상실사고가 각각 99.1% 및 92.1%로 평가되었다.

Table 11은 기본모델에서의 주요 5개 최소단절집합이 민감도 분석 VII에서 어떻게 변경되었는가를 보여주고 있다. 기본모델에서의 1번 최소단절집합은 민감도 분석을 통해서 플랩밸브의 운전원 회복조치와 EDG 기동에 의한 일차냉각펌프 운전이 추가됨으로써 CDF

가 3.67E-06/yr에서 3.27E-08/yr로 매우 크게 감소함을 확인할 수 있다. 기본모델에서는 노심 최종 열제거 수단으로써 플랩밸브만 이용 가능하였으나, 본 민감도 분석 VII에서는 EDG에 의한 일차냉각펌프 운전이 추가됨으로써 외부전원상실사고시 상기와 같이 리스크가 대폭 저감된 결과를 얻을 수 있었다.

4. 결론 및 고찰

본 논문에서는 운전 중인 연구용원자로 전출력 내부 사건 1단계 PSA 결과에 기반하여 리스크를 감소시킬 수 있는 안전성 증진 방안을 찾되 Table 12 및 Fig. 14에 나타난 바와 같이 총 7가지 민감도 분석을 수행하였다.

Table 12. Seven types of sensitivity analysis results

Sensitivity Analysis	CDF	CDF (%)	Descriptions
Base Model	4.55E-06		Base model
Sensitivity I	1.13E-06	75.2	Base model + Recovery action of flap valves
Sensitivity II	1.21E-06	73.4	Base model + EDG installation
Sensitivity III	4.25E-06	6.6	Base model + Test period change of manual valves from 18 months to 3 months
Sensitivity IV	4.16E-06	8.6	Base model + Emergency water supply source change from sump to EWSS tank
Sensitivity V	4.30E-06	5.5	Base model + RPOPV-SCFB value change to 1.43E-03 obtained from detailed HRA
Sensitivity VI	7.94E-07	82.5	Base model + Sensitivity I + Sensitivity II
Sensitivity VII	2.62E-07	94.2	Base model + Sensitivity VI + Sensitivity VII

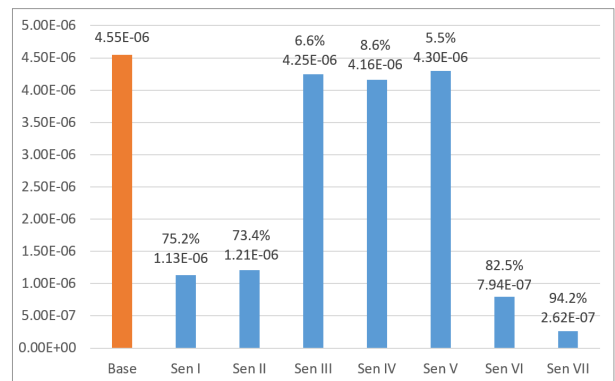


Fig. 14. Safety improvement results by PSA sensitivity analysis.

Table 12 및 Fig. 14에 나타난 바와 같이 민감도 분석을 통한 CDF가 기본모델의 CDF보다 약 5.5%에서 94.2%까지 감소되는 것을 알 수 있다. 특히 4가지 설계 개선안을 모두 적용한 민감도 분석 VII의 경우, CDF가

기본모델에 비해 약 94.2% 감소되는 리스크 측면에서 가장 좋은 개선 효과를 얻을 수 있었다.

KRR은 출력으로 단순 비교할 경우 일반 상용로의 약 100분의 1에 해당하는 소형 원자로이며, 상용로가 높은 온도와 기압(약 340°C, 150기압)에서 운전하는 것과 달리 상온 및 대기압에서 운전하므로 더욱 안전하다²⁾. 또한 원자로 내 핵연료집합체가 318톤의 물로 채워진 수조의 약 12미터 아래 잠겨있는 상태로, 외부전원이 상실되더라도 수조수의 자연대류만으로 원자로에서 발생하는 열을 안전하게 냉각할 수 있다²⁾. 따라서 사고시 원자로를 매우 안전하게 정지시키고 노심 잔열을 성공적으로 제거할 수 있도록 설계되어 있다. 그럼에도 불구하고 자연순환의 기능을 담당하는 플랩밸브의 고장이 발생할 경우에는 이를 대처할 수단이 현재는 부재하므로 민감도 분석 I에 제시된 바와 같이 운전원 회복조치에 의한 플랩밸브 수동 개방 및 관련 절차서의 개정이 필요한 것으로 나타났다.

본 KRR은 1980년대 설계된 연구로로서, 설계 당시만 해도 최종 노심 열제거 수단으로 플랩밸브만을 고려해도 연구로 안전정지에 문제가 없는 것으로 여겨졌다. 그러나 근래에는 노심 열제거를 위해 플랩밸브 뿐만 아니라 추가적으로 관련 기능을 수행할 수 있는 기기를 설치하거나, 또는 외부전원상실시 비상디젤발전기를 이용하여 일차냉각펌프를 노심 열제거 수단으로 다시 이용할 수 있도록 설계하는 추세이다. 따라서 KRR의 초기사건 발생 후 특히 노심손상빈도의 80% 이상을 차지하는 외부전원상실사고시 안정적인 노심 열제거를 수행하고 핵연료집합체의 건전성을 확보하기 위해서는 민감도 분석 I에서 제시한 플랩밸브의 운전원 수동 개방 조치가 가용할 수 있도록 우선하여 관련 절차서의 개정 및 운전원 훈련 등이 선행되어야 할 것으로 판단된다. KRR에는 플랩밸브를 수동으로 개방할 수 있는 도구가 이미 마련되어 있으므로, 다른 방법에 비해 비용 효과적으로 KRR의 안전성을 증진할 수 있으리라 기대된다.

Acknowledgement: This work was funded by the Korean government, Ministry of Science, ICT.

References

- 1) Y. H. Lee, "Initiating Event Selection and Analysis for Probabilistic Safety Assessment of Korea Research Reactor," J. Korean Soc. Saf., Vol. 36, No. 2, 2021.
- 2) Y. H. Lee, "Internal Event Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Korea Research Reactor", J. Korean Soc. Saf., Vol. 36, No. 4, 2021.
- 3) AIMS-PSA S. H. Han, H. G. Lim and J. E. Yang, AIMS-PSA: A Software for Integrating Various Types of PSA, PSAM 9, 2008.
- 4) FTREX 1.9 Beta User Manual, EPRI and KAERI: 3002008108, 2016.
- 5) KAERI, KMRR Safety Analysis Report, KAERI/TR-710/1996, KAERI, 2018.
- 6) US NRC, Industry-Average Performance for Components and Initiating Events at U.S. Commercial Nuclear Power Plants, NUREG/CR-6928, 2007.
- 7) IAEA, Generic Component Reliability Data for Research Reactor PSA, IAEA-TECDOC-930, 1997.
- 8) ALWR PRA Key Assumptions and Ground Rules, Rev. 7, EPRI, December 1997.
- 9) US NRC, Common-Cause Failure Parameter Estimations, NUREG/CR-5497, October 1998.
- 10) US NRC, "CCF parameter estimation, 2007 Update," <http://nrcoe.inl.gov/results/CCF/ParamEst2007/ccfparameterst.htm>, September, 2008.
- 11) KAERI, Analysis of Generic Common Cause Failure Event Data for Domestic Nuclear Power Plant, KAERI/TR-5296/2013, KAERI, 2013.
- 12) KAERI, Development of A Standard Method for Human Reliability Analysis (HRA) of Nuclear Power Plants: Level I PSA Full Power Internal HRA, KAERI/TR-2961, KAERI, 2005.
- 13) Y. H. Lee, "Design Improvement to a Research Reactor for Safety Enhancement using PSA," J. Korean Soc. Saf., Vol. 33, No. 3, 2018.