

PSA를 이용한 연구용 원자로 안전성 향상 방안 도출

이윤환^{*}

한국원자력연구원

(2018. 4. 6. 접수 / 2018. 4. 23. 수정 / 2018. 5. 2. 채택)

Design Improvement to a Research Reactor for Safety Enhancement using PSA

Yoon-Hwan Lee^{*}

Korea Atomic Energy Research Institute

(Received April 6, 2018 / Revised April 23, 2018 / Accepted May 2, 2018)

Abstract : This paper describes design improvement to a research reactor for safety enhancement using Probabilistic Safety Assessment (PSA). This PSA under reactor design was undertaken to assess the level of safety for the design of a research reactor and to evaluate whether it is probabilistically safe to operate and reliable to use. The scope of the PSA reported here is a Level 1 PSA, which addresses the risks associated with the core damage. The technical objectives of this study were to identify accident sequences leading to core damage and to derive design improvement from the dominant accident sequences through the sensitivity analysis. The AIMS-PSA⁽¹⁾ and FTREX⁽²⁾ were used for the this PSA of the research reactor. The criterion for inclusion was all sequences with a point estimate frequency greater than a truncation value of 1.0E-14/yr. The final result indicates a point estimate of 6.79E-05/yr for the overall Core Damage Frequency (CDF) attributable to internal initiating events for the research reactor under design. Based on the dominant accident sequences from the PSA, the seven kinds of sensitivity analysis were performed and some design improvement items were derived. When the five methods to improve the safety were all applied to the reactor design and emergency operating procedure, its risk was reduced to about 1.21E-06/yr from 6.79E-05/yr. The contribution of LOCA and LOEP with high CDF were significantly reduced by the sensitivity analysis. The safety of the research reactor was well improved and the risk was reduced than before adapting the design improvement gotten from the sensitivity analysis. The present study indicated that the research reactor has the well-balanced safety in regard to each initiating event contribution to CDF. The PSA methodology is very effective to improve reactor safety in a conceptual design phase and especially, Risk-informed design(RID) is very nice way to find the deficiencies of research reactor under design and to improve the reactor safety by solving them.

Key Words : probabilistic safety assessment, PSA, risk-informed design, research reactor, risk, CDF

1. 서론

현재 국내에서는 원자력 관련 기관을 중심으로 연구용원자로의 설계가 활발하게 진행 중에 있다. 상업용 원자력발전소뿐만 아니라 연구용원자로 역시 안전이 특별히 강조되는 설비로서, 다양하고 중복적인 안전 설비와 운전 체계를 갖추어야 한다. 현재 설계 중인 연구용원자로의 안전성을 평가하고, 리스크를 감소시킬 수 있는 설계 개선안을 도출하기 위해 확률론적안전성 평가(PSA: Probabilistic Safety Assessment)가 수행 중에 있다. 본 논문에서는 현재 설계가 진행 중인 연구용원

자로의 PSA 중간 결과를 도출하였으며, 현 단계에서 리스크를 감소시킬 수 있는 방안을 PSA 민감도 분석을 통해서 찾고자 하였다. 현재의 설계를 개선하거나, 사고시 안전정지 절차를 변경하기 위해서 총 7가지 민감도 분석을 수행하였으며, 수행 결과를 바탕으로 도출된 설계 변경 사항에 대한 타당성 검토를 수행하였다. 설계 개선을 위한 PSA에서는 일차냉각수계통 상실 사고(LOPCS: Loss of Primary Cooling System), 이차냉각수계통 상실사고(LOSCS: Loss of Secondary Cooling System), 소외전원상실사고(LOEP: Loss of Electric Power), 반응도삽입 사고(RIA: Reactivity Insertion Accident), 냉

^{*} Corresponding Author : Yoon-Hwan Lee, Tel : +82-042-868-2652, E-mail : yhlee3@kaeri.re.kr
Korea Atomic Energy Research Institute, 989-111, Daedeok-daero, Yuseong-gu, Daejeon 34057, Korea

각재상실사고(LOCA: Loss of Coolant Accident) 및 일반과도사건(GTRN: General Transient) 등이 고려되었으며, IAEA-TECDOC-930³⁾ “Generic Component Reliability Data for Research Reactor PSA” 및 EPRI’s ALWR PRA⁴⁾에서 제시한 일반데이터를 사용하였다. 최종적으로는 노심손상빈도에 큰 영향을 주는 최소단절집합별로 안정정지 관련 기기의 추가, 운전원 행위 고려 및 기타 현실 가능한 설계 변경 가능 사항을 도출하였으며, 그 결과를 바탕으로 설계자에게 정량적인 설계 개선 효과를 제공하였다.

2. 예비 PSA 수행

Fig. 1에 나타낸 연구용원자로를 대상으로 예비 PSA를 수행하였다. 본 예비 PSA에서는 한국원자력연구원에서 개발한 AIMS-PSA¹⁾ (Advanced Information Management System PSA) 및 FTREX²⁾를 사용하여 모델 구축 및 정량화를 수행하였다. 수행 평가 범위는 전출력 내부사건 분석으로, 전출력 운전시 내부사건에 기인한 노심손상빈도(CDF: Core Damage Frequency)를 평가한다. 내부사건 분석이란 전출력 운전시 원자로정지를 유발하는 발전소의 내부적 요인, 즉 기계적 고장 혹은 인간오류에 의해 초래될 수 있는 주요 노심손상 사고경위를 파악하고 그 발생 빈도를 정량화하는 것이다.

개념 설계 단계에서 PSA를 수행한 결과, 노심손상 빈도는 약 6.79E-05/yr로 평가되었다. 현재 평가된 노심손상빈도는 초기사건빈도의 보수성, 개념 설계 단계로 인한 정량화 모델의 미완결성 등으로 인해 현재 설계 단계에서의 안전성을 표현하는데 한계가 있다. 그러나 현 단계에서 리스크 평가 결과를 바탕으로 설계 단계

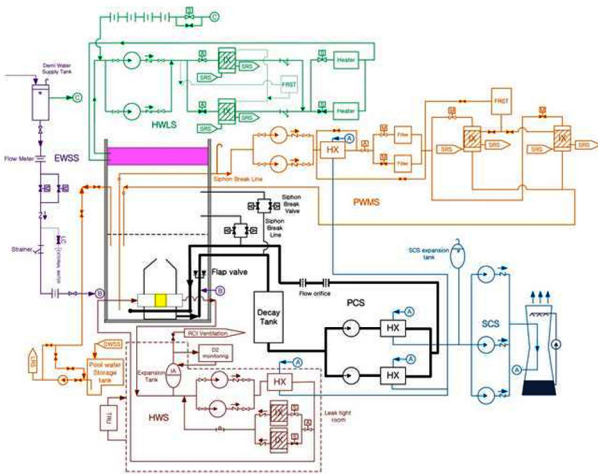


Fig. 1. Schematic diagram of reactor cooling and connected system of a research reactor.

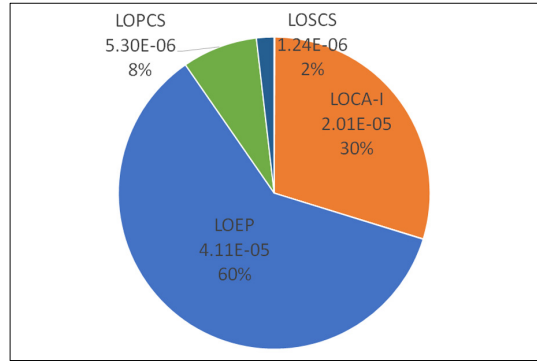


Fig. 2. Contribution to CDF by each initiating event in base model.

에서의 개선점을 파악하고 안전성을 향상시킬 수 있는 방안을 찾아내는 것은 가능하다. 노심손상빈도에 큰 영향을 주는 최소단절집합별로 안정정지 관련 기기의 추가, 운전원 행위 고려 및 기타 설계 변경 가능 사항을 도출하는 것이 현 단계에서 가능한 방법 중 하나이다. 따라서 아래와 같은 민감도 분석을 통해서 설계 변경 가능한 사항을 도출하고 이를 설계에 반영 하고자 하였다. 이와 같은 리스크정보활용설계 (RID: Risk-Informed Design)는 원자로 개념 설계 단계부터 PSA가 적용되는 좋은 예라 할 수 있다.

초기사건별로 노심손상빈도에 미치는 영향을 Fig. 2에 나타내었으며, 그림에 도시된 바와 같이 소외전원상실사고가 약 60% 정도로 연구로의 안전성에 가장 큰 영향을 미치는 것으로 나타났다.

개념 설계 단계의 연구로 PSA 정량화 결과를 아래 Table 1에 나타내었으며, 연구로 안전성에 가장 큰 영향을 미치는 총 6개의 최소단절집합(MCS: Minimal Cutset) 별로 안전성을 향상시킬 수 있는 설계 변경 사항을 도출하였으며, 이를 바탕으로 관련 민감도 분석을 수행하였다.

Table 1. MCSs leading to core damage

No	CDF	Importance (%)	IE	BE1	BE2	BE3
1	4.03E-05	59.4	%LOEP	PCCVW-F LAPV	#LOEP-2	
2	1.06E-05	15.6	%LOCA-I	PCLVW-S V0102	#LOCA-I-3	
3	9.05E-06	13.3	%LOCA-I	PCLVO-SV 001	PCLVO-SV 002	#LOCA-I-3
4	5.20E-06	7.7	%LOPCS	PCCVW-F LAPV	#LOPCS-2	
5	1.22E-06	1.8	%LOSCS	PCCVW-F LAPV	#LOSCS-2	
6	7.81E-07	1.2	%LOEP	PCCVO-FL APV003	PCCVO-FL APV004	#LOEP-2

(1) 최소단절집합 1번

상기 Table 1에 나타난 바와 같이 설계 개념 단계에서의 PSA 정량화에 가장 큰 영향을 미친 최소단절집합은 다음과 같다. 여기에서 최소단절집합이라 함은 노심손상에 이르게 하는 기기, 계통 또는 운전원 오류의 집합을 말한다.

- 소외전원상실사고(LOEP) 후, 일차냉각계통 flap valve의 열림실패 공통원인고장으로 인한 노심 냉각 실패 [%LOEP * PCCVW-FLAPV]

이 최소단절집합은 총 노심손상빈도의 약 59.4%로 리스크에 미치는 영향이 가장 큰 것으로 나타났다. 이와 같은 노심손상에 이르게 하는 최소단절집합은 Fig. 2에 나타난 바와 같이 소외전원상실사고로 인한 노심손상빈도 기여도가 높은 주요한 요인이 된다. 최소단절집합 1번으로 인한 리스크를 줄이기 위해 본 연구에서는 다음과 같은 설계 변경 사항을 도출하였다. 현재 개념설계 단계에서는 소외전원상실사고 발생 후, 원자로보호계통에 의한 원자로 정지에 성공하더라도 flap valve를 이용한 원자로 잔열 열제거에 실패하면 노심손상이 발생한다. 따라서 원자로 잔열제거 수단을 추가적으로 제공하기 위하여 아래와 같이 일차냉각계통(PCS)의 PCS 펌프를 이용할 수 있도록 하였다.

- 현재 설계 단계에서는 안전등급의 비상디젤발전기가 480V 로드센터 LC-03에 전력을 공급하도록 설치되어 있으며, 일차냉각계통(PCS)의 PCS 펌프 P-002는 로드센터 LC-02에 연결되어 있음.
- 본 연구에서는 PCS 펌프 P-002의 구동전원을 LC-02에서 LC-03으로 변경하고, 소외전원 상실사고(LOEP)시 LC-03에 연결된 비상디젤발전기로 PCS 펌프를 기동시켜 노심을 냉각시킬 수 있도록 함.

(2) 최소단절집합 2번

Table 1에 나타난 바와 같이 설계 개념 단계에서의 PSA 정량화에 두 번째로 큰 영향을 미친 최소단절집합은 다음과 같다.

- 냉각재상실사고(LOCA) 후, 일차냉각계통 사이폰 브레이크 밸브(SBV: Syphon Break Valve)의 열림실패 공통원인고장으로 인한 노심 냉각 실패 [%LOCA-I * PCLVW-SV0102]

이 최소단절집합은 총 노심손상빈도의 약 15.6%를 차지하며, 최소단절집합 1번에 이어 두 번째로 리스크

에 미치는 영향이 큰 것으로 나타났다. 최소단절집합 2번으로 인한 리스크를 줄이기 위해 본 연구에서는 다음과 같은 두 가지 설계 변경 사항을 도출하였다.

- 상기 사고는 냉각재상실사고(LOCA)로부터 기인되었으며, 평가된 냉각재상실사고빈도는 일차냉각계통 내 안전밸브(SV: Safety Valve)의 개방 고착으로 인한 LOCA 빈도를 포함하고 있다. 따라서 LOCA 빈도를 줄이기 위해 일차냉각계통 내 설치된 안전밸브의 제거 또는 일차냉각계통 배관으로의 순환배관 설치
- 현재 SBV의 시험주기가 18개월로 계획되어 있으나, 기기 신뢰도 향상 측면에서 시험주기를 다른 안전기기의 시험주기와 마찬가지로 45일로 변경

일차냉각계통 PCS 펌프 후단에 설치된 안전가압밸브는 연구용원자로 운전 압력, 유지 및 보수 등 여러 가지를 고려해 볼 때 설치 필요성이 그다지 크지 않으므로 이를 재고할 필요가 있으며, 꼭 설치를 해야 한다면 안전밸브 개방 고착시 일차냉각계통 냉각수 상실을 고려하여 일차냉각계통으로 다시 순환되는 배관을 설치함이 필요하다.

(3) 최소단절집합 3번

Table 1에 나타난 바와 같이 설계 개념 단계에서의 PSA 정량화 결과에 세 번째로 큰 영향을 미친 최소단절집합은 다음과 같다.

- LOCA 발생 후, 일차냉각계통 사이폰 브레이크 밸브 SV-001 및 SV-002의 열림실패 독립고장으로 인한 노심 냉각 실패 [%LOCA-I * PCLVO-SV001 * PCLVO-SV002]

이 최소단절집합은 총 노심손상빈도의 약 13.3%를 차지하며, 최소단절집합 2번에 이어 세 번째로 리스크에 미치는 영향이 큰 것으로 나타났다. 최소단절집합 3번으로 인한 리스크를 줄이기 위한 설계 변경 사항은 상기 최소단절집합 2와 동일하다.

(4) 최소단절집합 4번

Table 1에 나타난 바와 같이 설계 개념 단계에서의 PSA 정량화 결과에 네 번째로 큰 영향을 미친 최소단절집합은 다음과 같다.

- 일차냉각계통 상실사고(LOPCS) 후, 일차냉각계통 flap valve의 열림실패 공통원인고장으로 인한 노심 냉각 실패 [%LOPCS * PCCVW-FLAPV]

이 최소단절집합은 총 노심손상빈도의 약 7.7%를 차지하며, 최소단절집합 3번에 이어 네 번째로 리스크에 미치는 영향이 큰 것으로 나타났다. 최소단절집합 4 번으로 인한 리스크를 줄이기 위해 다음과 같은 설계 변경 사항을 도출하였다.

- 원자로 정지 후, 자연순환 노심 열제거를 위한 flap valve 자동 개방에 실패하였을 경우, 운전원으로 하여금 flap valve를 수동으로 개방

(5) 최소단절집합 5번

Table 1에 나타난 바와 같이 설계 개념 단계에서의 안정성 평가 정량화 결과에 다섯 번째로 큰 영향을 미친 최소단절집합은 다음과 같다.

- 일차냉각계통 상실사고(LOSCS) 후, 일차냉각계통 flap valve의 열림실패 공통원인고장으로 인한 노심 냉각 실패 [%LOSCS * PCCVW-FLAPV]

이 최소단절집합은 총 노심손상빈도의 약 1.8%를 차지하며, 다섯 번째로 리스크에 미치는 영향이 큰 것으로 나타났다. 최소단절집합 5번으로 인한 리스크를 줄이기 위해 본 연구에서는 다음과 같은 두 가지 설계 변경 사항을 도출하였다.

- 원자로 정지 후, 자연순환 노심 열제거를 위한 flap valve 자동 개방에 실패하였을 경우, 운전원으로 하여금 flap valve를 수동으로 개방
- 원자로 정지 후, 자연순환 노심 열제거를 위한 flap valve 자동 개방에 실패하였을 경우, 운전원으로 하여금 일차냉각계통 PCS 펌프를 재기동

(6) 최소단절집합 6번

상기 Table 1에 나타난 바와 같이 설계 개념 단계에서의 PSA 정량화 결과에 여섯 번째로 영향을 미친 최소단절집합은 다음과 같다.

- 소외전원상실사고(LOEP) 후, 일차냉각계통 flap valve CV-003 및 CV-004의 열림실패 독립고장으로 인한 노심 냉각 실패 [%LOEP * PCCVO-FLAPV003* PCCVO-FLAPV004]

이 최소단절집합은 총 노심손상빈도의 약 1.2%를 차지하는 것으로 나타났으며, 리스크를 줄이기 위한 설계 변경 사항은 상기 최소단절집합 1과 동일하다.

3. 설계 개선을 위한 민감도분석

상기에서 기술된 설계 개념 단계에서의 안전성 평가를 바탕으로 현 단계에서 리스크를 감소시킬 수 있는 방안을 민감도 분석을 통하여 찾고자 하였다. 현재의 개념 설계 개선 또는 사고시 안정정지 절차 등을 변경하기 위해서 아래와 같은 총 7가지 민감도 분석을 수행하였다.

(1) 민감도 분석 I

민감도 분석 I 대상은 소외전원 상실사고 이후, 일차 냉각계통 flap valve CV-003 및 CV-004의 열림실패 독립고장 또는 공통원인고장으로 인해 최종 노심 열제거에 실패한 경우이다. 이 경우에는 앞서 기술한 최소단절집합 1번 및 6번의 리스크를 동시에 감소시킬 수 있는 방안으로 구체적인 내용은 다음과 같다.

- PCS 펌프 P-002의 구동전원 모선을 LC-02에서 LC-03으로 변경하고, 소외전원 상실사고(LOEP)시 LC-03에 설치된 비상디젤발전기로 PCS 펌프를 기동시켜 노심을 냉각시킬 수 있도록 함.

상기와 같이 민감도 분석을 할 경우, 해당 사건수목은 다음과 같이 변경된다.

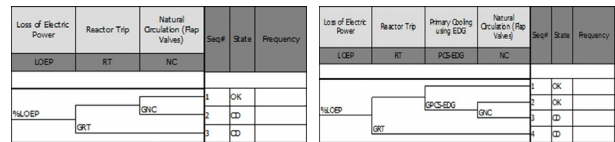


Fig. 3. Accident sequence analysis by event tree in sensitivity analysis I (before and after).

상기와 같은 설계 변경 사항을 적용하여 민감도 분석을 수행한 결과, 총 노심손상빈도는 6.79E-05/yr에서 2.70E-05/yr로 약 60.2% 리스크가 감소되는 효과를 나

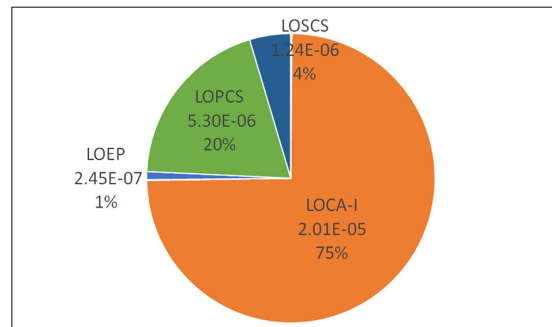


Fig. 4. Contribution to CDF by each initiating event in sensitivity analysis I.

타내었다. 초기사건별 노심손상빈도에 미치는 영향은 Fig. 4에 나타난 바와 같다. Base model에 가장 큰 영향을 미쳤던 소외전원상실사고는 상기와 같은 설계 변경을 모델에 반영하였으므로 그 영향이 약 1% 정도로 감소하였다. 반면 냉각재상실사고로 인한 노심손상빈도는 base model과 동일하므로 냉각재상실사고로 인한 영향은 약 75% 정도로 상대적으로 크게 나타났다.

상기 민감도 분석 I의 결과를 종합해 볼 때, 제안한 설계 변경 사항을 현재 설계 단계에 적용할 경우, 소외전원상실사고로 인한 리스크를 줄일 수 있는 매우 효과적인 방법으로 판단할 수 있다.

(2) 민감도 분석 II

민감도 분석 II 대상은 설계 단계 PSA에서 고려된 모든 초기사건 발생 후, 일차냉각계통 flap valve CV-003 및 CV-004의 열림실패 독립고장 또는 공통원인고장으로 인해 최종 노심 열제거에 실패한 경우이다. 이 경우에는 앞서 기술한 최소단절집합 1번, 4번 및 6번의 리스크를 동시에 감소시킬 수 있는 방안으로 구체적인 내용은 다음과 같다.

- 원자로 정지 후, 자연순환 노심 열제거를 위한 flap valve 자동 개방에 실패하였을 경우, 운전원으로 하여금 flap valve를 수동으로 개방

상기와 같이 민감도 분석을 할 경우, 해당 사건수목은 다음과 같이 변경된다.

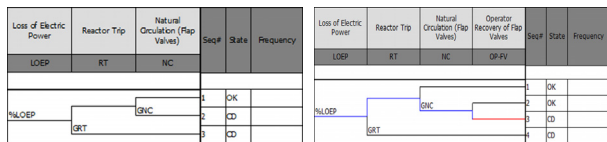


Fig. 5. Accident sequence analysis by event tree in sensitivity analysis II (before and after).

상기와 같은 설계 변경 사항을 적용하여 민감도 분석을 수행한 결과, 총 노심손상빈도는 6.79E-05/yr에서 2.47E-05/yr로 약 63.6% 리스크가 감소되는 효과를 나타내었다.

(3) 민감도 분석 III

민감도 분석 III 대상은 냉각재상실사고 후, 일차냉각계통 사이폰 브레이크 밸브 SBV의 열림실패 공통원인고장으로 인해 최종 노심 열제거에 실패한 경우이다. 이 경우에는 앞서 기술한 최소단절집합 2번 및 3번의 리스크를 동시에 감소시킬 수 있는 방안으로 구체적인 내용은 다음과 같다.

- 일차냉각계통 내 설치된 안전가압밸브의 제거 또는 일차냉각재배관으로의 순환배관 설치
- 이로 인한 냉각재상실사고의 초기사건 빈도 감소 (2.33E-02/yr에서 6.60E-03/yr로 감소)

상기와 같은 설계 변경 사항을 적용하여 민감도 분석을 수행한 결과, 총 노심손상빈도는 6.79E-05/yr에서 5.35E-05/yr로 약 21.2% 리스크가 감소되는 효과를 나타내었다.

(4) 민감도 분석 IV

민감도 분석 IV 대상은 냉각재상실사고 후, 일차냉각계통 사이폰 브레이크 밸브 SV-001 및 SV-002의 열림실패 독립고장 또는 공통원인고장으로 인한 노심 냉각에 실패한 경우이다. 이 경우에는 앞서 기술한 최소단절집합 2번 및 3번의 리스크를 동시에 감소시킬 수 있는 방안으로 구체적인 내용은 다음과 같다.

- 현재 사이폰 브레이크 밸브 SBV의 시험주기가 18개월로 계획되어 있으나, 안정성 향상 측면에서 시험주기를 45일로 변경

상기와 같은 설계 변경 사항을 적용하여 민감도 분석을 수행한 결과, 총 노심손상빈도는 6.79E-05/yr에서 4.96E-05/yr로 약 27.0% 리스크가 감소되는 효과를 나타내었다.

(5) 민감도 분석 V

민감도 분석 V 대상은 이차냉각계통 상실사고 이후, 일차냉각계통 flap valve CV-003 및 CV-004의 공통원인고장으로 인해 최종 노심 열제거에 실패한 경우이다. 이 경우에는 앞서 기술한 최소단절집합 5번의 리스크를 감소시킬 수 있는 방안으로 구체적인 내용은 다음과 같다.

- 원자로 정지 후, 자연순환 노심 열제거를 위한 flap valve 자동 개방에 실패하였을 경우, 운전원으로 하여금 일차냉각계통 PCS 펌프를 재기동

상기와 같이 민감도 분석을 할 경우, 해당 사건수목은 다음과 같이 변경된다.

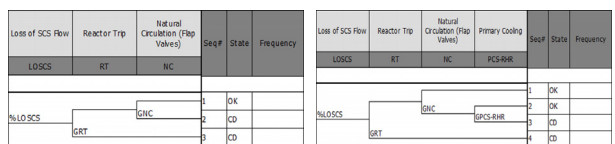


Fig. 6. Accident sequence analysis by event tree in sensitivity analysis II (before and after).

상기와 같은 설계 변경 사항을 적용하여 민감도 분석을 수행한 결과, 총 노심손상빈도는 6.79E-05/yr에서 6.66E-05/yr로 약 1.9% 리스크가 감소되는 효과를 나타내었다. 민감도분석 V의 경우, 리스크 감소 효과가 다른 민감도분석에 비해 상대적으로 매우 작게 나타났으며, 그 이유는 Fig. 2에 나타난 바와 같이 이차냉각재상실사고가 총 노심손상빈도에 미치는 영향이 다른 초기사건보다 작기 때문인 것으로 판단된다.

(6) 민감도 분석 VI

상기 다섯 가지의 민감도 분석에서는 base model 기준으로 각각 한 가지씩의 설계 변경 사항을 적용하여 안전성 향상 정도를 평가하였다. 본 민감도 분석 VI에서는 사이폰 브레이크 밸브 SBV의 시험주기를 base model과 같이 18개월로 하고, 나머지 민감도 분석에서 다른 4가지 설계 변경 사항, 즉 1) 비상디젤발전기를 이용한 PCS 펌프 가동, 2) flap valve의 운전원 회복조치, 3) PSV 개방 고착으로 인한 냉각재상실사고 제외 및 4) 이차냉각계통상실사고 후 PCS 펌프 재기동 등을 모두 적용한 민감도 분석을 수행하였다. SBV 시험주기 변경을 제외한 이유는 현재 18개월로 계획된 SBV의 시험주기를 45일로 변경하는 것이 현실적으로 그리 쉽지 않기 때문에 그 영향 정도를 평가하기 위함이다.

상기와 같은 설계 변경 사항을 적용하여 민감도 분석을 수행한 결과, 총 노심손상빈도는 6.79E-05/yr에서 6.37E-06/yr로 약 90.6% 리스크가 감소되는 효과를 나타내었다. 이와 같이 리스크가 줄어든 가장 큰 요인은 다음과 같다.

- 비상디젤발전기를 이용하여 PCS 펌프를 재기동시킴으로서 추가적인 노심 열제거 수단 제공
- 자연순환 노심 열제거를 위한 flap valve 자동 개방에 실패하였을 경우, 운전원의 flap valve 수동 개방을 고려함으로써 노심 내 잔열 제거 가능

초기사건별 노심손상빈도에 미치는 영향은 Fig. 7에 나타난 바와 같으며, 냉각재상실사고가 약 88% 정도로 연구로 안전성에 가장 큰 영향을 미치는 것으로 나타났다. Base model의 초기사건별 노심손상빈도에 미치는 영향을 나타낸 Fig. 2와 비교해 보면, 소외전원상실사고로 인한 영향이 약 60% (4.11E-05/yr)에서 약 3% (1.64E-07/yr)로 대폭 감소하였다. 이는 추가적으로 비상디젤발전기를 이용하여 PCS 펌프를 재가동시킴으로서 노심 열제거에 성공할 수 있기 때문이다. 반면에 base model에서는 약 30% (2.01E-05/yr) 정도 노심손상

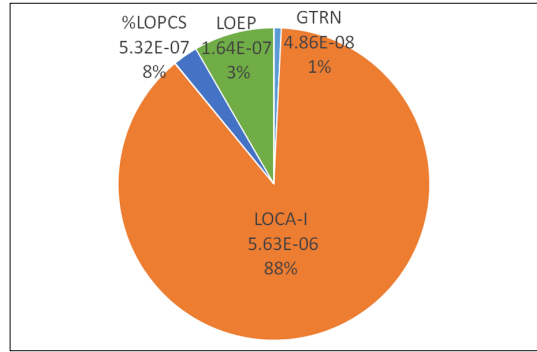


Fig. 7. Contribution to CDF by each initiating event in sensitivity analysis VI.

빈도에 영향을 미쳤던 냉각재상실사고가 본 민감도 분석에서는 약 88% 정도로 연구로 안전성에 미치는 영향이 커진 것으로 나타났다. 초기사건별로 노심손상빈도에 미치는 영향 정도가 고루 분포되지 않고, 냉각재상실사고에 편중된 면은 연구로 안전성 및 리스크 측면에서 그리 바람직한 결과라 할 수 없다. 따라서 냉각재상실사고가 노심손상빈도에 미치는 영향을 줄이기 위해 다음 단계에서 민감도 분석 VII를 수행하였다.

(7) 민감도 분석 VII

본 민감도 분석 VIII에서는 상기 민감도 분석 VII의 결과에서 나타난 바와 같이 냉각재상실사고로 인해 노심손상빈도에 미치는 영향을 줄이기 위해 다음과 같은 분석을 수행하였다.

- 상기 민감도 분석 VII 내용 중 사이폰 브레이크 밸브 SBV의 시험주기를 base model과 달리 18개월로 변경하여 수행

따라서 본 분석은 앞서 수행한 민감도 분석 다섯 가지, 즉 1) 비상디젤발전기를 이용한 PCS 펌프 가동, 2) flap valve의 운전원 회복조치, 3) PSV 개방 고착으로 인한 냉각재상실사고 제외, 4) 이차냉각계통상실사고 후 PCS 펌프 재기동 및 5) SBV의 시험주기를 18개월에서 45일로 변경 등을 모두 적용한 안전성 평가 결과이다.

상기와 같은 설계 변경 사항을 적용하여 민감도 분석을 수행한 결과, 총 노심손상빈도는 6.79E-05/yr에서 1.21E-06/yr로 약 98.2% 리스크가 감소되는 효과를 나타내었으며, 이와 같이 리스크가 줄어든 가장 큰 요인은 다음과 같다.

- 비상디젤발전기를 이용하여 PCS 펌프를 재기동시킴으로서 추가적인 노심 열제거 수단 제공

- 자연순환 노심 열제거를 위한 flap valve 자동 개방에 실패하였을 경우, 운전원의 flap valve 수동 개방을 고려함으로써 노심 내 잔열 제거 가능
- SBV의 시험주기를 18개월에서 45일로 변경함으로써 SBV의 신뢰도가 향상되었으며, 이를 통한 냉각재상실사고시 노심손상빈도 감소

Fig. 8에 나타난 바와 같이 초기사건별 노심손상빈도 영향 측면에서는 일차측냉각계통상실사고 약 44%, 냉각재상실사고 약 38% 및 소외전원상실사고가 약 14% 정도로 다른 민감도 분석 결과와는 달리 상대적으로 리스크가 어떤 한 초기사건에 편중되지 않고 고루 분포한 것으로 나타났다.

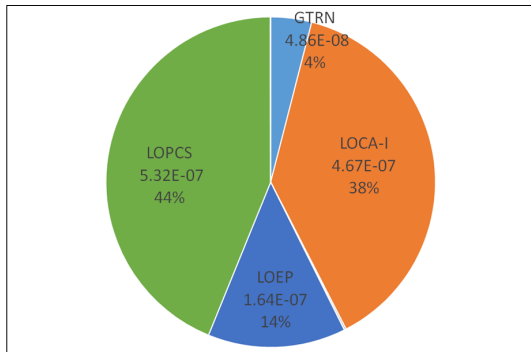


Fig. 8. Contribution to CDF by each initiating event in sensitivity analysis VII.

4. 결론 및 고찰

현재 설계 중인 연구용원자로의 안전성을 평가하고 설계 개선안을 도출하기 위하여 PSA를 수행하였으며, 그 결과는 Fig. 9에 도시된 바와 같다.

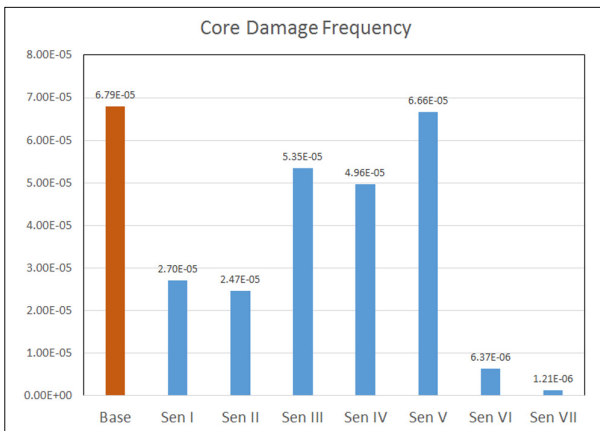


Fig. 9. Safety improvement results by using PSA sensitivity Analysis.

그림에 나타난 바와 같이 다섯 가지 설계 개선안을 모두 적용한 민감도 분석 VII의 경우, 안전성 결과 및 리스크 분포 측면에서 가장 좋은 결과를 얻을 수 있었다.

현재 평가된 노심손상빈도는 초기사건빈도의 보수성, 개념 설계 단계로 인한 정량화 모델의 미완결성 등 상당히 많은 불확실성으로 인해 그 안전성을 정확히 표현하기 어려운 단계이다. 그러나 현 시점에서 전반적인 리스크 평가 결과를 바탕으로 설계 단계에서의 개선점을 파악하고 안전성을 향상시킬 수 있는 방안을 찾아내고자 하였다. 노심손상빈도에 큰 영향을 주는 최소단절집합별로 안정정지 관련 기기의 추가, 운전원 행위 고려 및 기타 현실 가능한 설계 변경 가능 사항을 도출하였으며, 그 결과를 바탕으로 설계자에게 정량적인 설계 개선 효과를 제공하였다. 이와 같은 리스크정보활용설계는 원자로 개념 설계 단계부터 PSA가 적용되는 좋은 예라 할 수 있으며, PSA는 설계 후 안전성 평가 뿐만 아니라 설계 중 리스크를 줄일 수 있는 매우 효과적인 방법임에 틀림없다고 사료된다.

감사의 글: This work was supported by Nuclear Research & Development Program of the National Research Foundation of Korea (NRF) grant, funded by the Korean government, Ministry of Science, ICT.

References

- 1) S. H. Han, H. G. Lim and J. E. Yang, AIMS-PSA: A Software for Integrating Various Types of PSA, PSAM9, 2008.
- 2) FTREX 1.9 Beta User Manual, EPRI and KAERI: 3002008108, 2016.
- 3) IAEA, Generic Component Reliability Data for Research Reactor PSA, IAEA-TECDOC-930, 1997.
- 4) ALWR PRA Key Assumptions and Ground Rules, Rev.7, EPRI, December 1997.