

국내 연구용원자로 전출력 내부사건 1단계 확률론적안전성평가

이윤환* · 장승철*

Internal Event Level 1 Probabilistic Safety Assessment 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 : December 7, 2020

Revised : December 17, 2020

Accepted : June 7, 2021

Copyright©2021 by The Korean Society of Safety All right reserved.

Abstract : This report documents the results of an at-power internal events Level 1 Probabilistic Safety Assessment (PSA) for a Korea research reactor (KRR). The aim of the study is to determine the accident sequences, construct an internal level 1 PSA model, and estimate the core damage frequency (CDF). The accident quantification is performed using the AIMS-PSA software version 1.2c along with a fault tree reliability evaluation expert (FTREX) quantification engine. The KRR PSA model is quantified using a cut-off value of $1.0E-15$ /yr to eliminate the non-effective minimal cut sets (MCSs). The final result indicates a point estimate of $4.55E-06$ /yr for the overall CDF attributable to internal initiating events in the core damage state for the KRR. Loss of Electric Power (LOEP) is the predominant contributor to the total CDF via a single initiating event ($3.68E-6$ /yr), providing 80.9% of the CDF. The second largest contributor is the beam tube loss of coolant accident (LOCA), which accounts for 9.9% ($4.49E-07$ /yr) of the CDF.

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

1. 서론

본 논문은 국내 연구용원자로(Korea Research Reactor: KRR) 전출력 내부사건 1단계 확률론적 안전성평가(Probabilistic Safety Assessment: PSA) 모델 개발 및 평가 결과를 기술하고자 한다. 국내 연구용원자로 (이하 KRR이라 칭함) PSA 수행 목적은 연구로에 대한 노심 손상빈도 정량화를 통하여 연구로의 안전성을 종합적으로 평가하기 위함이다. 전출력 운전 모드 중 내부사건으로 인한 노심손상 사고경위들을 파악하고, 그 발생빈도를 평가하는 것이 주요 분석 대상이며, 이 과정을 통하여 노심손상에 영향을 미치는 주요 기여 인자들을 파악하고, 그 대처 방안을 도출함으로써 궁극적으로 연구로의 안전성을 향상시키는 것이 본 평가의 수행 목적이다. 본 논문의 연구 범위가 전출력 내부사건 1단계 PSA에 해당하므로 전출력 운전시 원자로 정

지를 유발하는 내부적 요인, 즉 기계적 고장 혹은 인적 오류에 의해 초래될 수 있는 주요 노심손상 사고경위들을 파악하고 사고경위별 리스크를 평가하고자 하였다. 본 연구로 전출력 내부사건 PSA에서는 먼저 분석 대상 시설에 대한 친숙화 과정, 초기사건 선정 및 빈도 추정을 위한 초기사건 분석, 노심 손상에 이르게 되는 사고경위 선정 및 사건수목 구성, 원자로 정지후 안전 정지를 위한 사고완화계통의 실패논리를 표현한 고장 수목 구축, 각 계통 고장수목에 필요한 신뢰도데이터 베이스 구축 및 모델 정량화 순서로 연구를 진행하였다. 연구 결과, 총 9개의 초기사건이 선정되었고, 이 초기사건들에 대한 사건수목 분석 결과 총 32개의 사고 경위가 도출되었다. 본 PSA 정량화를 위해서 한국원자력연구원에서 개발한 AIMS-PSA (Advanced Information Management System PSA)¹⁾ 및 FTREX²⁾를 사용하였으며, 절단값 $1.0E-15$ 를 적용하여 정량화를 수행하였다.

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

본 연구를 통하여 PSA 수행자에게는 연구로 PSA^{3,4)} 수행에 필요한 절차 및 수행 방법 등을 제공하고자 하였으며, 또한 연구로 운영자에게는 리스크 저감 방안 등을 포함한 정보를 제공하고자 하였다. 앞으로 본 논문의 결과는 국내외 연구로 관련 리스크 평가 등 많은 분야에 활용될 것으로 기대된다.

2. 연구용원자로

KRR은 Fig. 1에 나타난 바와 같이 최대 열출력 30 MWatt의 개방수조형 연구용원자로이며, 원자로와 그 부속계통 및 실험설비 등으로 구성된다. 원자로수조는 원자로와 부속 기기들을 수용하는 콘크리트 구조물로서 원자로 냉각수로 채워져 있으며, 콘크리트 내벽과 냉각수는 스테인레스강으로 제작된 라이너에 의해 격리된다. 원자로의 정상 운전 및 안전정지를 위해서 원자로냉각재계통, 원자로제어계통, 원자로보호계통, 전력계통 및 비상보충수계통 등으로 구성된다. 원자로냉각재계통은 노심을 안전한 온도 범위 내에서 유지하기 위해 핵연료에서 발생하는 핵분열 에너지를 제거할 수 있도록 일차 및 이차냉각펌프, 열교환기, 냉각탑 및 밸브 등으로 구성되어 있다. 원자로가 출력 운전 중에는 펌프에 의한 강제냉각순환 방식으로 운전되나, 원자로 정지 또는 냉각수 펌프 상실 등의 경우에는 노심 내의 플랩밸브를 이용하여 자연순환 방식으로 잔열을 제거하도록 설계되어 있다.

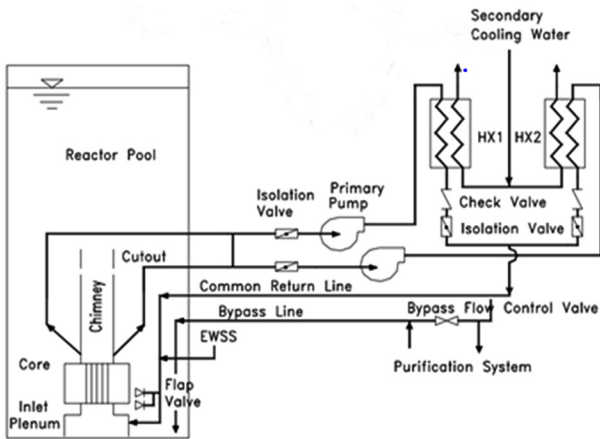


Fig. 1. Schematic diagram of cooling and connected system of KRR.

3. 초기사건 선정

초기사건 분석은 먼저 연구로에서 발생 가능한 모든 초기사건을 식별하고, 유사한 사고 경위를 갖는 초기

사건들을 그룹핑한 뒤, 최종 초기사건을 선정하며, 마지막으로 각 초기사건별 발생 빈도를 평가하는 세부 절차를 지니고 있다. 초기사건은 계통 또는 기기의 고장이나 운전원 행위의 실패로 인해 정상 운전 중인 원자로의 정지를 초래하는 사건을 의미한다. 따라서 초기사건이 발생하면 원자로의 보호 및 사고 방지를 위하여 안전기능을 수행하는 계통이 작동하여 원자로를 정지시키고, 노심잔열을 제거하여 원자로를 안전하게 유지한다. 여기서 안전기능이란 초기사건이 발생하였을 때, 노심 손상에 이르기 전에 비정상 상황을 종료시키거나 보호기능의 상실이 동반될 때 사고의 영향을 완화하기 위한 기능을 말한다⁵⁾. 본 분석에서는 원자로 보호계통 및 원자로제어계통에 따른 원자로 자동정지를 포함하며, 운전원이 수동으로 원자로를 정지시키는 수동정지 또한 초기사건 범주에 포함하였다.

3.1 초기사건 선정 절차

일반적으로 PSA에 있어서는 초기사건의 선정을 위하여 보통 다음 3가지 방법이 사용되고 있다^{6,7,8)}: 1) 경험적 평가(comprehensive engineering evaluation), 2) 논리적 평가(logical evaluation), 3) 고장모드영향분석(failure mode and effect analysis). 경험적 평가는 과거의 운전 경험으로부터 유사한 사건이 자주 발생한 경우, 이들 사건의 발생빈도를 통계적으로 평가하여 이를 해당 초기사건의 발생빈도로 사용하는 방법이다. 논리적 평가 방법에는 본 연구에서 적용한 주논리도 및 고장수목 방법이 대표적이다. 마지막으로 고장모드영향분석은 각 계통의 구성요소에 대한 고장모드를 식별하고 고장모드 발생시 원자로 정지를 유발하는가를 평가하는 체계적인 절차이다.

본 연구에서의 초기사건 선정은 다음과 같은 세 단계의 수행 절차에 따라 결정되었다.

첫째, 연구로의 안전 기능을 저해할 수 있는 사고 유형들을 논리적으로 추적하기 위해 주논리도(Master Logic Diagram: MLD)를 개발하였다⁹⁾.

둘째 단계에서는 주논리도를 통해 개념적인 내부 초기사건의 범주를 결정하고, 이들 일반 범주 각각에 대해서 발생 가능한 총 31개의 초기사건 유발인자 목록을 개발하였다. 초기사건 유발인자 목록 작성에는 안전성분석보고서¹⁰⁾를 기본으로 하였으며, 국내 및 국외 연구로의 안전성분석보고서, PSA 보고서 등을 추가 자료로 사용하였다.

마지막 단계에서는 초기사건 유발인자 목록 중 해당 연구로의 설계 특성에 비추어 분석 대상에서 제외될 수 있는 유발인자는 제외하고, 나머지 초기사건 유발인자

에 대하여 연구로의 거동과 연구로를 안전하게 정지시키기 위해 필요한 안전계통의 기능적 대응에 근거하여 유사한 패턴을 보이는 초기사건을 그룹화 하였다.

3.2 초기사건 선정 결과

상기에 기술된 초기사건 선정 절차에 따라 분석한 결과, 다음과 같은 총 9개의 초기사건이 선정되었으며, 그 결과를 Table 1에 나타내었다.

Table 1. Initiating event list

Initiating event	
1	Loss of electric power: LOEP
2	Reactivity insertion accident: RIA
3	Loss of primary cooling system: LOPCS
4	Loss of secondary cooling system: LOSCS
5	Loss of coolant accident: LOCA
6	Beam tube LOCA
7	Single channel flow blockage: SCFB
8	General transient by manual trip: GTRN-MT
9	General transient by automatic trip: GTRN-AT

3.3 초기사건 빈도 결정

상기 Table 1에 나타난 각 초기사건별로 빈도 추정 을 위해서 KRR 정지이력 분석을 수행하였으며, 수행 결과, 외부전원상실사고(LOEP), 반응도삽입사고(RIA), 일반과도사건-MT 및 일반과도사건-AT는 KRR 운전에서 경험한 것으로 분석되었으며, 나머지 5개 초기사건 은 KRR 운전에서 경험하지 못한 사고로 확인되었다. 따라서 상기 선정된 9개 초기사건별 발생빈도를 다음과 같이 평가하였다.

- 하나로 운전 중 1회 이상 발생 경험이 있는 초기 사건인 외부전원 상실사고, 반응도 삽입사고 및 일반과도사건 AT/MT에 대해서는 Jeffreys non-informative prior에 대한 베이지안 처리(Bayesian update)를 통해 발생빈도를 계산하였다.
- 발생 경험이 없는 초기사건 중 일차냉각계통상실 사고 및 이차냉각계통상실사고는 상기 사고와 마찬가지로 Jeffreys non-informative prior에 대한 베이지안 처리를 통해 발생빈도를 계산하였다.
- 운전 중 발생 경험이 없는 초기사건 중 원자로냉각재상실사고, 비임튜브파단 냉각재상실사고 및 단일채널유동상실사고는 국외 연구로의 일반 데이터를 적용하였다. 이 세 가지 사고는 안전성분석보고서에서 제한사고로 정의하고 있는 확률적으로 발생빈도가 매우 낮은 사고로서, Jeffreys

non-informative prior에 대한 베이지안 처리를 하게 되면 수백 배 이상 큰 보수적인 값을 갖게 된다. 이는 연구로 운전 연수가 짧기 때문에 나타나는 현상으로 판단된다.

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

Table 2. Initiating event frequencies for KRR PSA

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

4. 사고경위 분석

사고경위 분석은 원자로 안전을 저해할 수 있는 초기사건에 대해 사건수목을 구성하여 노심손상을 유발하는 모든 사고경위들을 논리적으로 도출하기 위한 과정이다. 사건수목은 각 초기사건에 따른 원자로 대응을 모델화하고 정량화하는데 사용되는 분석 방법이며, 각 초기사건에 따라 각기 다른 사건수목이 구성된다. 본 분석에서의 노심손상 정의는 다음과 같다.

- 핵연료 중심 최고온도가 485도°C 이상 또는
- 최소임계열속비 (Minimum Critical Heat Flux Ratio: MCHFR)가 36봉 핵연료 집합체인 경우 1.92, 그리고 18봉 핵연료집합체인 경우 1.86 보다 작을 경우

Table 3. Success criteria by headings of each event tree

Heading	Descriptions	Success criteria	Related IE
NC	Natural circulation using flap valves	1 of 2 flap valves	All Initiating Events
RT	Reactor trip	RPS or RRS	All Initiating Events
PCS	Primary cooling	1 of 2 PCS pumps	GTRN, LOSCS, RIA, SCFB
EWSS	Emergency water supply	Recirculation of sump water using 1 of 2 sump pumps	BT-LOCA

상기 Table 1에 나타낸 총 9가지의 각 초기사건별로 사고경위 분석을 수행하였으며, 각 사건수목 표제 (heading)별 성공기준 및 관련 초기사건은 다음 Table 3에 나타낸 바와 같다.

4.1 외부전원상실사고 (LOEP)

외부전원상실은 외부 송전망 등의 문제로 원자로의 안전 및 비안전 등급 모선에 공급되는 모든 교류전원이 상실되는 사건을 의미한다. 외부전원상실사고가 발생하면 일차냉각계통 펌프, 이차냉각계통 펌프 및 냉각탑 송풍기 등이 정지한다. 또한 원자로보호계통의 정지봉 가압펌프 및 원자로제어계통의 마그네틱 클러치의 전원이 끊어지면 정지봉 및 제어봉이 즉시 노심으로 삽입되어 원자로 출력이 급속히 감소한다. 노심은 일차냉각펌프의 관성에 의하여 서서히 줄어드는 냉각수에 의해 냉각이 이루어진다. 장기적으로는 플랩밸브가 열려 수조를 통한 자연대류에 의해 노심 잔열이 제거된다. 외부전원상실사고의 사건 전개는 Fig. 2에 나타낸 바와 같다.

Loss of Electric Power	Reactor Trip	Natural Circulation using Flap Valves	Seq#	State	Frequency
LOEP	RT	NC			
			1	OK	
			2	CD	
			3	CD	

Fig. 2. Event tree for LOEP.

4.2 반응도삽입사고 (RIA)

반응도삽입사고는 운전 중 제어봉구동장치 또는 원자로제어계통의 고장 및 운전원의 오동작 등으로 인한 부적절한 제어봉 인출, 운전 중 실험 시료의 비정상 인출, 중수배관 파손 등의 문제로 인해 원하지 않는 반응도 및 원자로 출력 증가가 발생하는 사건을 의미한다. 원자로 정지 후, 노심은 운전 중인 일차냉각계통의 강제순환에 의해 냉각이 이루어진다. 일차냉각계통의 계속 운전 실패시에는 플랩밸브가 개방되어 수조 내부에

Reactivity Insertion Accident	Reactor Trip	Primary Cooling	Natural Circulation using Flap Valves	Seq#	State	Frequency
RIA	RT	PCS	NC			
				1	OK	
				2	OK	
				3	CD	
				4	CD	

Fig. 3. Event tree for RIA.

서 자연순환 유로가 형성됨으로써 노심 냉각이 이루어진다. 반응도삽입사고의 사건 전개는 Fig. 3에 나타낸 바와 같다.

4.3 일차냉각계통상실사고 (LOPCS)

일차냉각계통상실사고는 일차냉각펌프의 고장으로 인한 유동상실 및 일차냉각펌프의 임펠러 고착으로 인한 유동상실 등의 문제로 인해 원자로정지 신호가 발생하는 사건을 의미한다. 원자로 정지 후, 일차냉각계통 상실로 인해 일차냉각펌프를 통한 강제순환은 불가능하므로, 노심 입구 배관의 플랩밸브가 개방되어 수조 내부에서 자연순환 유로가 형성됨으로써 노심 냉각이 이루어진다. 일차냉각계통상실사고의 사건 전개는 Fig. 4에 나타낸 바와 같다.

Loss of PCS Flow	Reactor Trip	Natural Circulation using Flap Valves	Seq#	State	Frequency
LOPCS	RT	NC			
			1	OK	
			2	CD	
			3	CD	

Fig. 4. Event tree for LOPCS.

4.4 이차냉각계통상실사고 (LOSCS)

이차냉각계통상실사고는 이차냉각계통 펌프 또는 냉각탑 이상/정지 등으로 인한 이차냉각계통의 기능 상실 그리고 이차냉각계통 내 기기 또는 배관의 막힘에 기인한 유량 감소 등에 기인한다. 이차계통 사고들의 경우, 일차냉각계통의 유동은 변함이 없으므로, 일차 및 이차냉각계통이 모두 기능을 상실하는 외부전원상실사고에 비해 심각성은 덜 한 것으로 파악되었다. 이차냉각계통 상실사고의 사건 전개는 Fig. 5에 나타낸 바와 같다.

Loss of SCS Flow	Reactor Trip	Primary Cooling	Natural Circulation using Flap Valves	Seq#	State	Frequency
LOSCS	RT	PCS	NC			
				1	OK	
				2	OK	
				3	CD	
				4	CD	

Fig. 5. Event tree for LOSCS.

4.5 원자로냉각재상실사고 (LOCA)

원자로냉각재상실사고는 일차냉각계통의 주요 배관 파손으로 인한 냉각재 유출 등의 문제로 인해 원자로정지 신호가 발생하는 사건을 의미한다. 원자로 정지 후,

일차냉각계통의 계속 운전은 불가능하므로, 노심 입구 배관의 플랩밸브가 개방되어 수조 내부에서 자연순환 유로가 형성됨으로써 노심 냉각이 이루어진다. 일차냉각계통상실사고의 사건 전개는 Fig. 6에 나타난 바와 같다.

LOCA outside the reactor pool (LOCA)	Reactor Trip	Natural Circulation using Flap Valves	Seq#	State	Frequency
LOCA	RT	NC			
			1	OK	
%LOCA			2	CD	
GRT-LOCA			3	CD	

Fig. 6. Event tree for LOCA.

4.6 단일채널유동상실사고 (SCFB)

단일채널유동상실사고는 원자로가 정상 출력으로 운전되고 있는 상태에서 한 채널 내의 유로 일부가 차단됨으로써 충분한 냉각수가 공급되지 못하는 사건을 의미한다. 부분 막힘이 발생한 채널의 냉각 성능은 감소하지만, 막힘이 발생한 냉각 채널을 통해서도 유량이 형성되기 때문에 핵연료집합체에서 발생한 열은 일부 제거될 수 있으므로, 원자로보호계통에 의한 원자로 자동정지 신호는 발생하지 않는다. 따라서 운전원에 의한 수동정지 가능 여부 및 가능 시점에 따라 핵연료 건전성은 결정된다. 본 초기사건의 사건수목 분석에서는 보수적으로 운전원에 의한 수동정지 실패시 노심손상이 초래되는 것으로 사고경위를 모델링하였다. 원자로 정지 후, 노심은 운전 중인 일차냉각계통의 강제순환에 의해 냉각이 이루어진다. 일차냉각계통의 계속 운전 실패시에는 플랩밸브가 개방되어 수조 내부에서 자연순환 유로가 형성됨으로써 노심 냉각이 이루어진다. 반응도삽입사고의 사건 전개는 Fig. 7에 나타난 바와 같다.

Single Channel Flow Blockage	Reactor Trip	Primary Cooling	Natural Circulation using Flap Valves	Seq#	State	Frequency
SCFB	RT	PCS	NC			
			1	OK		
%SCFB			2	OK		
GRT-SCFB			3	CD		
			4	CD		

Fig. 7. Event tree for SCFB.

4.7 비임튜브파단 냉각재상실사고 (BT-LOCA)

비임튜브파단 냉각재상실사고는 원자로 정상 운전 중 수조 내의 비임튜브 파단으로 인한 냉각재 유출 등의 문제로 인해 원자로 정지 신호가 발생하는 사건을 의미한다. 비임튜브파단 냉각재상실사고시 원자로 수

조의 수위를 일정하게 유지하여 핵연료의 건전성을 확보하기 위해서는 비상보충수 배수조 및 배수펌프를 이용한 냉각재 재순환 운전이 반드시 필요하다. 장기적으로는 플랩밸브가 열려 수조를 통한 자연대류에 의해 노심 잔열이 제거된다. 비임튜브파단 냉각재상실사고의 사건 전개는 Fig. 8에 나타난 바와 같다.

LOCA due to Beam Tube Rupture (BT-LOCA)	Reactor Trip	Natural Circulation using Flap Valves	Emergency Water Supply	Seq#	State	Frequency
BT-LOCA	RT	NC	EWSS			
			1	OK		
%BT-LOCA			2	CD		
GRT-LOCA			3	CD		
			4	CD		

Fig. 8. Event tree for BT-LOCA.

4.8 일반과도사건-MT (GTRN-MT)

일반과도사건-MT는 일반과도사건 중 운전원이 원자로를 수동정지 시키는 사건만을 의미한다. 원자로 정지 후, 노심은 운전 중인 일차냉각계통의 강제순환에 의해 냉각이 이루어진다. 일차냉각계통의 계속 운전 실패시에는 플랩밸브가 개방되어 수조 내부에서 자연 순환 유로가 형성됨으로써 노심 냉각이 이루어진다. 일반과도사건-MT의 사건 전개는 Fig. 9에 나타난 바와 같다.

General Transients (Manual Trip)	Reactor Trip	Primary Cooling	Natural Circulation using Flap Valves	Seq#	State	Frequency
GTRN-MT	RT	PCS	NC			
			1	OK		
%GTRN-MT			2	OK		
GRT-MT			3	CD		
			4	CD		

Fig. 9. Event tree for GTRN-MT.

4.9 일반과도사건-AT (GTRN-AT)

일반과도사건-AT(GTRN-AT)는 운전원 조작 오류, 제어봉 및 정지봉 고장, 계측기 이상, 반사체 냉각계통 이상, 냉중성자계통 수소 고압력, 이차측 유량 감소, 반사체 저유량 및 원인 불분명 등으로 인해 원자로가 자

General Transients (Automatic Trip)	Reactor Trip	Primary Cooling	Natural Circulation using Flap Valves	Seq#	State	Frequency
GTRN-AT	RT	PCS	NC			
			1	OK		
%GTRN-AT			2	OK		
GRT			3	CD		
			4	CD		

Fig. 10. Event tree for GTRN-AT.

동 정지되는 사건을 의미한다. 원자로 정지 후, 노심은 운전 중인 일차냉각계의 강제순환에 의해 냉각이 이루어진다. 일차냉각계의 계속 운전 실패시에는 플랩 밸브가 개방되어 수조 내부에서 자연 순환 유로가 형성됨으로써 노심 냉각이 이루어진다. 일반과도사건-AT의 사건 전개는 Fig. 10에 나타난 바와 같다.

5. 계통분석

계통분석은 사고의 발생으로부터 그 사고 원인을 찾아가는 연역적 방법인 고장수목 분석(Fault Tree Analysis; FTA)¹¹⁾ 기법을 사용하여 수행하였다. 전위 계통과 보조계통에 대해 계통 고장수목을 구성하였으며, 전위계통에 대한 고장수목은 사고경위 분석에서 미리 정의된 정점사건에 따라 구성하고, 보조계통에 대한 고장수목은 전위계통 고장수목의 하부 논리로 연결되어 모델링하였다. 분석 대상 계통에 대한 정확한 고장수목을 모델링하기 위해서 우선 대상 계통에 대한 충분한 자료 수집 및 검토를 수행하였으며, KRR PSA 분석 대상 계통은 다음과 같다.

- 일차냉각계통 (primary cooling system)
- 이차냉각계통 (secondary cooling system)
- 원자로보호계통 (reactor protection system)
- 원자로제어계통 (reactor regulating system)
- 비상보충수계통 (emergency water supply system)
- 전력계통 (electric power system)

6. 신뢰도데이터 분석

6.1 기기고장률 데이터

연구용원자로의 경우, 원자로수조 내 정지봉구동장치, 일차냉각계통 내 기기, 비상보충수계통 내 일부 기기 등만이 안전등급 기기에 해당하며, 나머지 대부분의 계통 내 기기는 비안전등급으로 설계되어 있다. 따라서 PSA 수행시 안전등급 기기와 비안전등급 기기를 분리하여 기기신뢰도데이터원에 맞게 사용하는 것이 최선의 방법이다.

따라서 KRR PSA에서는 아래와 같은 기준 하에 일반 기기고장률 데이터를 사용하였으며, 사용된 기준은 다음과 같다.

- (1) PSA 분석 대상 기기 중에서 안전등급에 해당하는 기기의 고장률 데이터는
 - 일차적으로 국내 운전 경험을 반영한 NUREG/CR-6928 베이지안 업데이트 데이터베이스¹²⁾ 적용

- 상기 적용이 불가능한 경우에는 일반데이터 NUREG/CR-6928¹³⁾ 적용

- (2) PSA 분석 대상 기기 중에서 비안전등급에 해당하는 기기의 고장률 데이터는

- 일차적으로 IAEA 연구용원자로 운전 경험 데이터인 IAEA-TECDOC-930¹⁴⁾ 적용
- 상기 적용이 불가능한 경우에는 EPRI 일반데이터 ALWR URD¹⁵⁾ 적용

6.2 공통원인고장률 데이터

최근 원전 경험을 반영하여 2007년에 NUREG/CR-5497 데이터를 업데이트한 데이터베이스¹⁶⁾가 개발되었다. 따라서 본 하나로 PSA 공통원인분석에는 2007년 NUREG/CR-5497¹⁷⁾ 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 사용하였다¹⁷⁾. 시험 방법(시차 또는 비시차)의 구분은 기기별 정주기 시험절차서를 근거로 판단하였다.

6.3 인적오류확률 데이터

본 분석에서 사용한 방법은 국제 표준 HRA (human reliability analysis) 방법, 즉 K-HRA¹⁸⁾ 방법이다. 본 분

Table 4. Human error probabilities in KRR PSA

HFE	IE	Value	Descriptions
RPOPV-RT	RIA, LOSCS, GTRN	1.0E-01	Act of inserting shutdown rods by manually generating trip signal by operator after automatic signal failure (우선-01 수행)
RROPV-RT	RIA, LOSCS, GTRN	1.0E-01	Act of inserting regulating rods by manually generating trip signal by operator after automatic signal failure (우선-01 수행)
RPOPV-LOPCS	LOPCS	5.0E-01	Act of inserting shutdown rods by manually generating trip signal by operator after automatic signal failure (우선-01 수행)
RROPV-LOPCS	LOPCS	5.0E-01	Act of inserting regulating rods by manually generating trip signal by operator after automatic signal failure (우선-01 수행)
RPOPV-SCFB	SCFB	2.0E-02	Manual trip by operator after SCFB (기술행정절차서 TA-05 & 비정상 OP-33 수행)
EWOPV-LV-REC	Beam Tube LOCA	1.0E-01	Manual opening of MOVs by operator after automatic signal failure of MOVs in EWSS (비상-02 수행)
EWOPV-SP-REC	Beam Tube LOCA	1.0E-01	Manual start of sump pump by operator after automatic signal failure of sump pump in EWSS (비상-02 수행)

석에서는 총 7가지 비상직무의 인적오류 확률값을 산출하였으며, 이를 정리하여 Table 4에 나타내었다.

7. 정량화

사고경위 정량화 분석은 AIMS-PSA 코드(version 1.2c)¹⁾를 사용하였으며, 정량화 엔진은 FTREX²⁾를 사용하였다. 사고경위에 대한 정량화 단계에서 전체 결과에 미치는 영향이 극히 미미한 최소단절집합을 제외하기 위한 절단값(cutoff value)으로 1.0E-15를 적용하여 정량화를 수행한 결과, KRR 전출력 1단계 내부사건으로 인한 노심손상빈도(CDF)는 4.55E-06/yr로 평가되었다.

7.1 초기사건별 노심손상빈도

전출력 내부사건 Level 1 PSA 모델은 총 9개 초기사건에 대한 사건수목으로 구성되어 있으며, 이를 한 개의 정점사건으로 구성하여 정량화를 수행하였다. 초기사건별 노심손상빈도는 Table 5 및 Fig. 11에 나타내었다.

Table 5. Core damage frequency by initiating event

Initiating events	IE Frequency (/yr)	CDF (/yr)	%
LOEP	1.92E+00	3.68E-06	80.88
RIA	1.67E+00	8.13E-09	0.18
LOPCS	6.20E-02	1.20E-07	2.64
LOSCS	6.20E-02	3.02E-10	0.01
LOCA	9.89E-04	1.90E-09	0.04
SCFB	1.30E-05	2.62E-07	5.76
Beam tube LOCA	6.85E-06	4.49E-07	9.88
GTRN-AT	5.65E+00	2.75E-08	0.60
GTRN-MT	1.43E+00	4.82E-10	0.01
SUM		4.55E-06	100.0

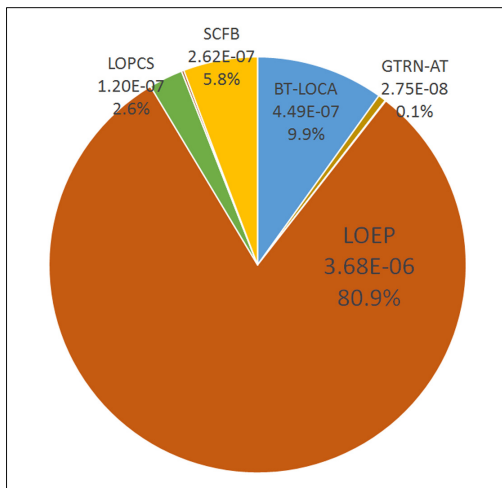


Fig. 11. Contribution to CDF by each initiating event.

초기사건별 영향에서는 외부전원상실사고(LOEP)로 인한 노심손상빈도가 3.68E-06/yr로 전체 CDF의 80.9%를 차지하여 가장 영향이 큰 초기사건으로 평가되었다. 두 번째로 큰 영향을 미치는 초기사건은 비임 튜브파단 냉각재상실사고(Beam Tube LOCA)로 전체 CDF의 9.9% (4.49E-07/yr)를 차지했다. 세 번째로 큰 영향을 미치는 초기사건은 단일채널유동상실사고(SCFB)로 전체 CDF의 5.8% (2.62E-07/yr)를 차지했다. 그 다음으로는 일차냉각계통상실사고(LOPCS), 일반과도사건-AT(GTRN-AT), 반응도삽입사고(RIA)가 각각 2.6% (1.20E-07/yr), 0.6% (2.75E-08/yr), 0.2% (8.13E-09/yr)를 차지했다. 총 9개 초기사건 중 상기 3개 초기사건으로 인한 노심손상빈도는 4.39E-06/yr로 전체 CDF의 약 96.5%를 차지하는 것으로 평가되었다.

8. 결론 및 고찰

KRR 연구용원자로의 전출력 내부사건으로 인한 노심손상빈도(CDF)는 4.55E-06/yr로 평가되었다.

초기사건별 영향에서는 외부전원상실사고로 인한 노심손상빈도가 3.68E-06/yr로 전체 CDF의 80.9%를 차지하여 가장 영향이 큰 초기사건으로 평가되었다. 두 번째로 큰 영향을 미치는 초기사건은 비임 튜브파단 냉각재상실사고로 전체 CDF의 9.9% (4.49E-07/yr)를 차지했다.

사고경위별 영향에서는 외부전원상실사고 2번 사고 경위가 가장 영향이 큰 노심손상 사고경위로 평가되었다. 이 사고경위는 외부전원상실사고 발생 후, 정지봉 및 제어봉의 자유낙하에 의한 원자로 자동정지에는 성공하였으나, 플랩밸브 열림 실패 및 수소수를 열 흡수원으로 하는 자연순환 냉각 운전이 실패하여 노심손상이 발생하는 시나리오이다. 이 사고경위 시나리오의 노심손상 발생빈도는 3.68E-06/yr로 전체 노심손상빈도의 80.9%를 차지하는 것으로 분석되었다.

중요도분석 측면에서는 노심손상빈도에 가장 크게 기여하는 기본사건에서 초기사건을 제외할 경우, 공통 원인에 의한 플랩밸브 V-03A/04B 열림 실패 (PCCVW-FL0304AB)의 중요도(F-V)가 8.34E-01로 가장 높게 나타났다. 그 다음으로 비상보충수계통 배수조 후단 수동격리밸브 V-010 열림유지 실패(EWVVT-V010) 및 단일채널유동상실사고시 운전원에 의한 원자로 수동정지 실패의 중요도가 각각 0.70E-01 및 0.57E-01로 평가되었다.

연구용원자로는 출력으로 단순 비교할 경우 일반상용로의 약 100분의 1에 해당하는 소형 원자로이며, 상

용도가 높은 온도와 기압(약 340°C, 150기압)에서 운전하는 것과 달리 상온 및 대기압에서 운전하므로 더욱 안전하다. 또한 원자로 내 핵연료집합체가 318톤의 물로 채워진 수조의 약 12미터 아래 잠겨있는 상태로, 외부전원이 상실되더라도 수조수의 자연대류만으로 원자로에서 발생하는 열을 안전하게 냉각할 수 있다.

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 이에 대한 설계 개선이나 절차서 보완을 통한 복구 절차 마련이 필요하다고 판단된다. 연구용원자로의 안전성을 증진하기 위한 설계 개선 방안과 절차서 개선 등을 포함한 연구가 현재 진행 중이므로 결과가 정리되는 대로 차기 논문에 기술할 예정이다.

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

References

- 1) 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.
- 2) FTREX 1.9 Beta User Manual, EPRI and KAERI: 3002008108, 2016.
- 3) Y. H. Lee, "Design Improvement to a Research Reactor for Safety Enhancement using PSA," J. Korean Soc. Saf., Vol. 33, No. 3, 2018.
- 4) Y. H. Lee, "Aspects of Preliminary Probabilistic Safety Assessment for a Research Reactor in the Conceptual Design Phase," J. Korean Soc. Saf., Vol. 34, No. 3, 2019.
- 5) E. Lois, M. Drouin, D. Whitehead, L. Chu and J. Lehner, "COOPRA Research Program Perspectives on Low Power and Shutdown Initiating Event Risk," PSAM 6, 6th

- International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management, San Juan, Puerto Rico, USA, 23-28 June 2002.
- 6) IAEA, Defining initiating events for purpose of PSA, IAEA-TECDOC-719, 1993.
- 7) US NRC, PRA procedure guide, NUREG/CR-2300, AND and IEEE, 1982.
- 8) KAERI, KMRR Safety Analysis Report, KAERI/TR-710/1996, KAERI, 2018.
- 9) KAERI, Internal Event Level 1 PSA for HANARO Research Reactor at Power, KAERI/TR-7695/2019, KAERI, 2019.
- 10) KHNP, Hanul 3,4 Full Power Internal Event Level 1 PSA, 2015.
- 11) Y. H. Lee, "A Study on the Final Probabilistic Safety Assessment for the Jordan Research and Training Reactor," J. Korean Soc. Saf., Vol. 35, No. 3, pp. 86-95, 2020.
- 12) US NRC, Industry-Average Performance for Components and Initiating Events at U.S. Commercial Nuclear Power Plants, NUREG/CR-6928, 2007.
- 13) IAEA, Generic Component Reliability Data for Research Reactor PSA, IAEA-TECDOC-930, 1997.
- 14) ALWR PRA Key Assumptions and Ground Rules, Rev. 7, EPRI, December 1997.
- 15) US NRC, Common-Cause Failure Parameter Estimations, NUREG/CR-5497, October 1998.
- 16) US NRC, "CCF Parameter Estimation, 2007 Update," <http://nrcoe.inl.gov/results/CCF/ParamEst2007/ccfparamest.htm>, September, 2008.
- 17) KAERI, Analysis of Generic Common Cause Failure Event Data for Domestic Nuclear Power Plant, KAERI/TR-5296/2013, KAERI, 2013.
- 18) 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.