

PSA 기법을 이용한 국내 연구용 원자로의 안전성 평가

Application of Probabilistic Safety Assessment to Korea Research Reactor



2021.05.13

이윤환

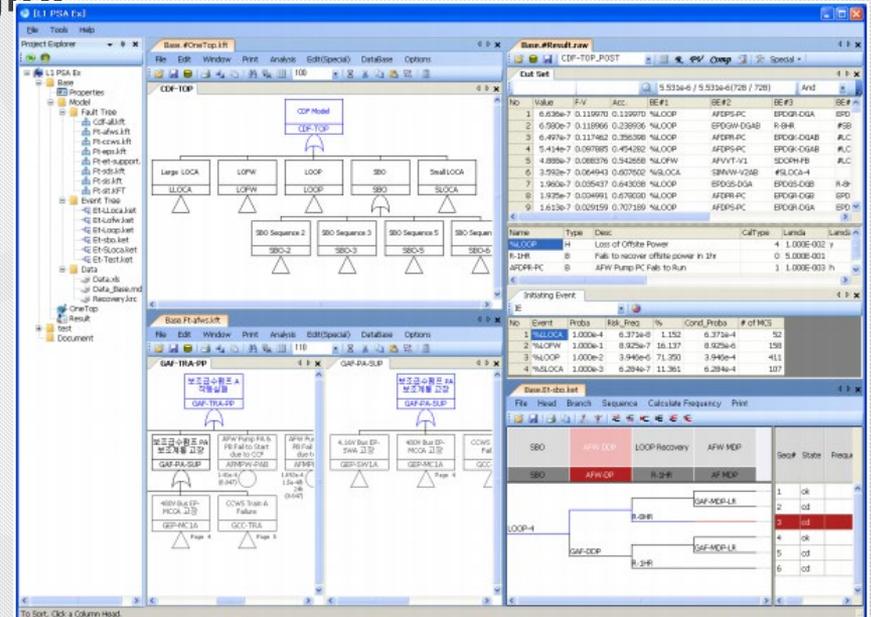
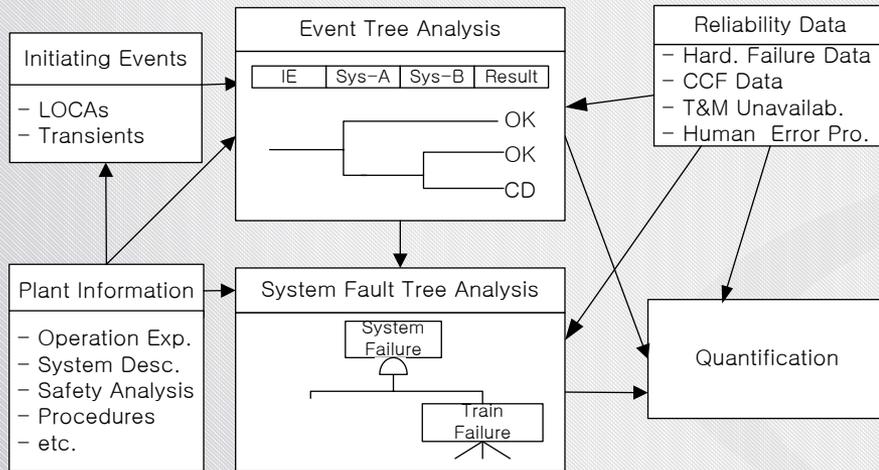
수행 방법론 및 전산코드

■ 수행 방법론

- PRA Procedures Guide, NUREG/CR-2300, US NRC
- Procedures for Conducting PSA of NPPs (Level 1), IAEA

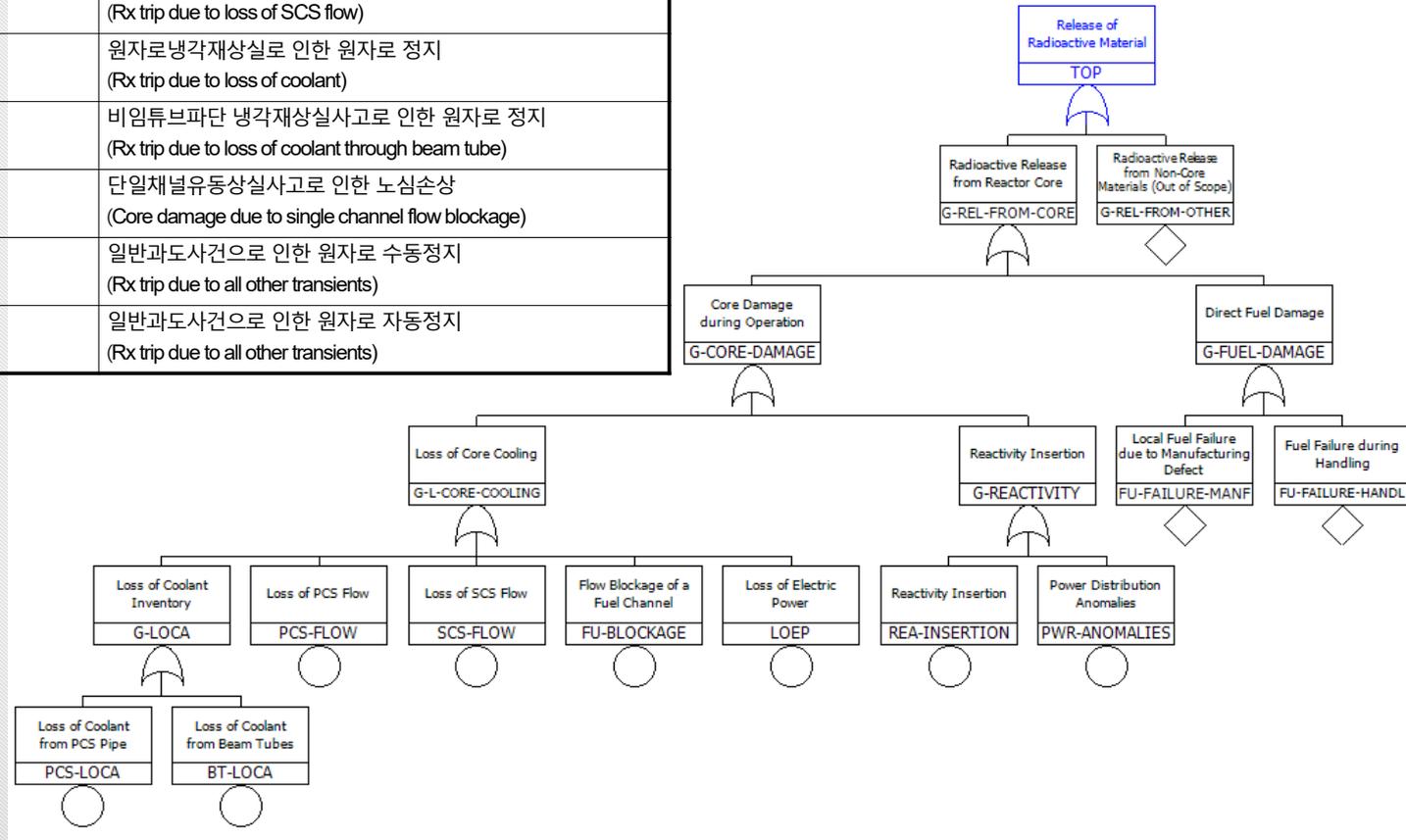
■ 수행 전산코드

- AIMS-PSA (Release 2, version 1.2e): Software for PSA
- FTREX: Cutset generation engine



수행 결과 - 전출력 1단계 내부사건 PSA

Initiating Events	Description
외부전원상실사고 (Loss of electric power, LOEP)	외부전원상실로 인한 원자로 정지 (Rx trip due to offsite power)
반응도삽입사고 (Reactivity insertion accident, RIA)	반응도삽입으로 인한 원자로 정지 (Rx trip due to reactivity insertion)
일차냉각계통상실사고 (Loss of primary cooling flow, LOPCS)	일차냉각계통상실로 인한 원자로 정지 (Rx trip due to loss of PCS flow)
이차냉각계통상실사고 (Loss of secondary cooling flow, LOSCS)	이차냉각계통상실로 인한 원자로 정지 (Rx trip due to loss of SCS flow)
원자로냉각재상실사고 (Loss of coolant accident, LOCA)	원자로냉각재상실로 인한 원자로 정지 (Rx trip due to loss of coolant)
비임튜브파단 냉각재상실사고 (Beam tube LOCA)	비임튜브파단 냉각재상실사고로 인한 원자로 정지 (Rx trip due to loss of coolant through beam tube)
단일채널유동상실사고 (Single channel flow blockage, SCFB)	단일채널유동상실사고로 인한 노심손상 (Core damage due to single channel flow blockage)
일반과도사건-MT (General transients-MT, GTRN-MT)	일반과도사건으로 인한 원자로 수동정지 (Rx trip due to all other transients)
일반과도사건-AT (General transients-AT, GTRN-AT)	일반과도사건으로 인한 원자로 자동정지 (Rx trip due to all other transients)



수행 결과 - 전출력 1단계 내부사건 PSA

■ 초기사건 분석

■ 초기사건별 발생빈도 평가

- 하나로 운전 중 1회 이상 발생 경험이 있는 사고에 대해서 Jeffreys non-informative prior에 대한 Bayesian Update 수행하여 발생빈도 평가
- 발생경험이 없는 초기사건 중 LOCA/BT-LOCA/SCFB는 하나로와 설계측면에서 유사한 국외 원자로의 일반 데이터 적용
- KAERI/TR-7661/2019 기술보고서 '하나로 연구용원자로 Level 1 PSA 초기사건 분석'

초기사건	발생빈도 (/yr)	오차인자	비고
외부전원상실사고(LOEP)	1.92	1.5	하나로 운전경험
반응도삽입사고(RIA)	1.67	1.5	하나로 운전경험
일차냉각계통상실사고(LOPCS)	6.20E-02	8.4	하나로 운전경험
이차냉각계통상실사고(LOSCS)	6.20E-02	8.4	하나로 운전경험
원자로냉각재상실사고(LOCA)	9.89E-04	10.0	OPAL 연구로 & APR1400
단일채널유동상실사고(SCFB)	1.30E-06	10.0	OPAL 연구로
비임튜브파단냉각재상실사고(BT LOCA)	6.85E-06	10.0	Tehran 연구로
일반과도사건-MT (GTRN-MT)	1.43E+00	1.3	하나로 운전경험
일반과도사건-AT (GTRN-AT)	5.65E+00	1.6	하나로 운전경험

수행 결과 - 전출력 1단계 내부사건 PSA

■ 사고경위 분석

■ 외부전원상실사고 (LOEP)

- 외부 송전망 등의 문제로 원자로의 안전 및 비안전등급 모선에 공급되는 모든 교류 전원 상실
- 정지봉 가압펌프 및 제어봉 마그네틱 글러치의 전원 상실에 따라 정지봉 및 제어봉 중력 낙하
- 노심은 최종적으로 플랩밸브 개방에 따른 자연순환 의해 냉각이 이루어짐

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

수행 결과 - 전출력 1단계 내부사건 PSA

■ 사고경위 분석 (계속)

■ 반응도삽입사고 (RIA)

- 비정상적인 반응도 증가 및 출력 증가에 기인한 원자로정지 신호 발생
 - 제어봉구동장치 또는 원자로제어계통의 고장
 - 운전원의 입력 오류
 - 증수배관 파손 등
- 원자로 정지 후, 노심은 운전 중인 PCS의 강제순환에 의해 냉각
- PCS 운전 실패시, 플랩밸브 개방에 따른 노심 냉각운전 수행

Reactivity Insertion Accident	Reactor Trip	Primary Cooling	Natural Circulation using Flap Valves	Seq#	State	Frequency
RIA	RT	PCS	NC			
<pre> graph LR RIA["%RIA"] --> GRT["GRT"] GRT --> GPCS["GPCS"] GPCS --> GNC["GNC"] </pre>				1	OK	
				2	OK	
				3	CD	
				4	CD	

수행 결과 - 전출력 1단계 내부사건 PSA

■ 사고경위 분석 (계속)

■ 일차냉각계통상실사고 (LOPCS)

- 일차냉각계통 내 냉각수 유동상실에 기인한 원자로정지 신호 발생
 - 일차냉각펌프의 고장
 - 일차냉각펌프 임펠러 고착 등
- 원자로 정지 후, 노심은 플랩밸브 개방에 따른 자연순환 의해 냉각이 이루어짐

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

수행 결과 - 전출력 1단계 내부사건 PSA

■ 사고경위 분석 (계속)

■ 이차냉각계통상실사고 (LOSCS)

- 이차냉각계통 내 냉각수 유동상실에 기인한 원자로정지 신호 발생
 - 이차냉각계통 배관 파손에 의한 냉각재 상실
 - 이차냉각계통 펌프 및 밸브 등 고장
 - 이차냉각계통 열교환기 유로 차단 등
- 원자로 정지 후, 노심은 운전 중인 PCS의 강제순환에 의해 냉각
- PCS 운전 실패시, 플랩밸브 개방에 따른 노심 냉각운전 수행

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	

수행 결과 - 전출력 1단계 내부사건 PSA

■ 사고경위 분석 (계속)

■ 원자로냉각재 상실사고 (LOCA)

- 일차냉각계통 내 원자로냉각재 상실에 기인한 원자로정지 신호 발생
 - 일차냉각계통 내 배관 파손
 - 파손 위치는 수조 밖 원자로 입구 (77.4m, 약 5.1m)
 - 수조내 배관 파손은 노심 냉각 및 수조 수위 영향 없으므로 분석 대상 아님
- 수조 수위 저하에 따른 정지봉 자유 낙하
- 원자로 정지 후, 노심은 플랩밸브 개방에 따른 자연순환 의해 냉각이 이루어짐

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

수행 결과 - 전출력 1단계 내부사건 PSA

■ 사고경위 분석 (계속)

■ 비임튜브파단냉각재상실사고 (BT-LOCA)

- 비임튜브파단으로 인한 원자로냉각재 상실에 기인, 원자로정지 신호 발생
- 수조 수위 저하에 따른 정지봉 자유 낙하
- 원자로건물로 유출된 냉각수는 EWSS 배수조 집수
 - 사고해석 결과, 10.67kg/sec 수조수 방출
 - 배수조펌프를 이용한 배수조 냉각수의 수조 주입 운전 (13.1kg/sec)
 - 원자로 수조 수위 확보를 위한 재순환 운전

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	
				2	CD	
%BT-LOCA	GNC		GEWSS	3	CD	
	GRT-LOCA			4	CD	

수행 결과 - 전출력 1단계 내부사건 PSA

■ 사고경위 분석 (계속)

■ 단일채널유동상실사고 (SCFB)

- 핵연료집합체 한 채널 내 일부 유로가 차단됨으로 인해 충분한 냉각수가 해당 채널에 공급되지 못하는 사고
 - 채널 내 막히지 않은 부분을 통한 냉각수 공급 가능, 막힌 부분으로 인해 냉각 성능 감소
 - RPS에 의한 원자로 자동 정지신호 발생하지 않음 (수조표면 고방사능, 일차냉각계통 고방사능)
- 운전원에 의한 수동 정지 후, 노심은 운전 중인 PCS의 강제순환에 의해 냉각
- PCS 운전 실패시, 플랩밸브 개방에 따른 노심 냉각운전 수행

Single Channel Flow Blockage	Reactor Trip	Primary Cooling	Natural Circulation using Flap Valves	Seq#	State	Frequency
SCFB	RT	PCS	NC			
<pre> graph LR SCFB[SCFB] --> GPCS[GPCS] GPCS --> GNC[GNC] GRT[GRT-SCFB] --> SCFB </pre>				1	OK	
				2	OK	
				3	CD	
				4	CD	

수행 결과 - 전출력 1단계 내부사건 PSA

■ 사고경위 분석 (계속)

■ 일반과도사건 (GTRN)

- 상기 7가지 초기사건 이외의 GTRN 중 운전원이 수동으로 원자로를 정지하는 사건: GTRN-MT
- 상기 7가지 초기사건 이외의 GTRN 중 원자로가 자동 정지되는 사건: GTRN-AT
- 원자로 정지 후, 노심은 운전 중인 PCS의 강제순환에 의해 냉각
- PCS 운전 실패시, 플랩밸브 개방에 따른 노심 냉각운전 수행

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

%GTRN-MT	GRT-MT	GPCS	GNC	1	OK	
				2	OK	
				3	CD	
				4	CD	

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

%GTRN-AT	GRT	GPCS	GNC	1	OK	
				2	OK	
				3	CD	
				4	CD	

수행 결과 - 전출력 1단계 내부사건 PSA

■ 계통별 고장수목 구축

- 계통별 고장수목 구성 (RT, NC, PCS, EPS, EWSS 등)
- 고장수목용 기기고장률 데이터 선정

• 안전등급 기기

- NUREG/CR-6829, Industry-Average Performance for Components and Initiating Events at U. S. Commercial Nuclear Power Plants, 2007.
 - Bayesian update with 국내고유 기기고장자료 (국내 PWR 16개 호기, Pp, Hx, Cv, Mv, Lw)

• 비안전등급 기기

- IAEA-TECDOC-930, Generic Component Reliability Data for Research Reactor PSA, 1997.
- EPRI ALWR URD (Advanced Light Water Reactor Utility Requirements Document), 1995.

Component	Failure Mode	Failure Rate (/hr)	Unit	EF	Remarks
CEA	Mechanical failure of CEA	3.00E-06	d	1.40	TECDOC-930 [10]
CEA	Mechanical failure of CEA	1.54E-07	d	1.40	NUREG-6928 [11]
Battery	Fail to Provide Output	1.86E-06	d	10.40	NUREG-6928 [11]
Battery Charger	Fail While Operating	7.00E-06	h	2.70	ALWR URD [13]
Bus (Electrical Buswork)	Fail while Operating	3.10E-06	h	4.30	TECDOC-930 [12]
Circuit Breaker (4KV)	Open Spuriously	2.00E-06	h	2.40	TECDOC-930 [12]
Circuit Breaker (600V)	Fail to Close on Demand	1.00E-03	d	1.20	ALWR URD [13]
Circuit Breaker (600V)	Open Spuriously	2.00E-06	h	2.40	TECDOC-930 [12]
Push Button	Fail to Provide Output	1.26E-04	d	8.40	NUREG-6928 [11]
Relay	Fail to Function	2.84E-05	d	3.40	NUREG-6928 [11]
Relay	Fail to Function	1.00E-04	d	3.40	ALWR URD [13]
Transformer (6KV to 380V)	Fail while Operating	1.38E-05	h	1.70	TECDOC-930 [12]
Heat Exchanger	Fail while Operating (Severe Leakage)	3.49E-07	h	5.70	NUREG-6928 Bayesian [10]
Strainer	Fail while Operating	1.00E-07	h	8.40	NUREG-6928 [11]
Level Switch	Output Fails during Operation	1.02E-07	h	8.40	NUREG-6928 [11]
Level Switch	Output Fails during Operation	4.50E-06	h	2.40	TECDOC-930 [12]
Pressure Safety Valve	Fail to Reclose	6.76E-05	d	8.40	NUREG-6928 [11]
Motor Driven Pump	Fail to Run	2.32E-06	h	3.10	NUREG-6928 Bayesian [10]
Motor Driven Pump	Fail to Run	1.93E-04	h	1.50	TECDOC-930 [12]
Motor Driven Pump	Fail to Start	2.55E-03	d	4.80	NUREG-6928 Bayesian [10]
Motor Driven Pump	Fail to Start	1.00E-03	d	2.70	TECDOC-930 [12]

수행 결과 - 전출력 1단계 내부사건 PSA

■ 계통별 고장수목 구축 (계속)

■ 인간신뢰도분석

• K-HRA 방법론에 따라 인간오류확률값(HEP) 할당

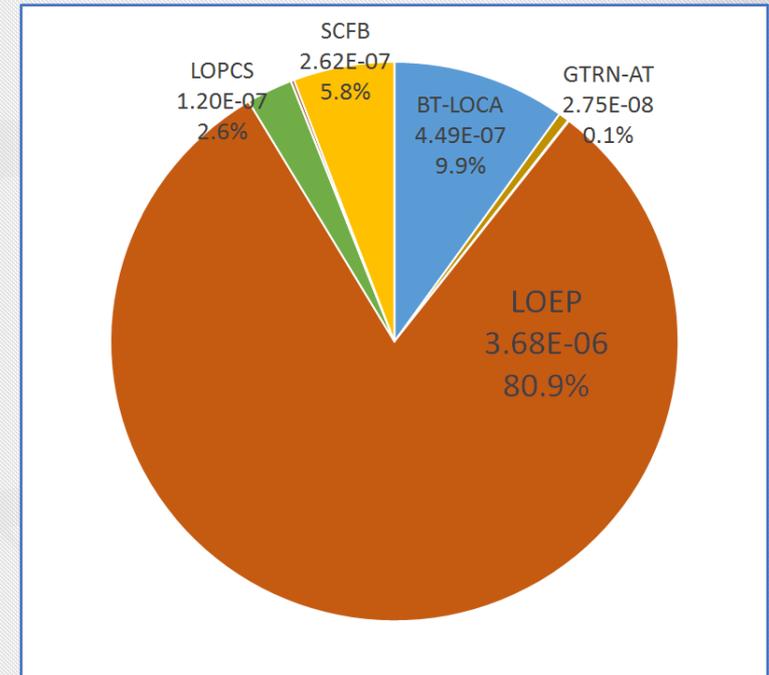
번호	인적오류사건	초기사건	설명	오류확률	근거
1	RPOPV-RT	RIA, LOSCS, GTRN	RPS 자동정지 신호 실패로 인해 정지봉 삽입이 안되었을 경우, 운전원이 수동으로 정지신호를 발생시켜 정지봉을 삽입하는 행위 (우선-01 수행)	1.0E-01	K-HRA 선별기준 적용 (원자로 정지후 여유시간 60분 이상)
2	RROPV-RT	RIA, LOSCS, GTRN	RRS 자동정지 신호 실패로 인해 제어봉 삽입이 안되었을 경우, 운전원이 수동으로 정지신호를 발생시켜 제어봉을 삽입하는 행위 (우선-01 수행)	1.0E-01	K-HRA 선별기준 적용 (원자로 정지후 여유시간 60분 이상)
3	RPOPV-LOPCS	LOPCS	RPS 자동정지 신호 실패로 인해 정지봉 삽입이 안되었을 경우, 운전원이 수동으로 정지신호를 발생시켜 정지봉을 삽입하는 행위 (우선-01 수행)	5.0E-01	K-HRA 선별기준 적용 (원자로 정지후 여유시간 30분 이내)
4	RROPV-LOPCS	LOPCS	RRS 자동정지 신호 실패로 인해 제어봉 삽입이 안되었을 경우, 운전원이 수동으로 정지신호를 발생시켜 제어봉을 삽입하는 행위 (우선-01 수행)	5.0E-01	K-HRA 선별기준 적용 (원자로 정지후 여유시간 30분 이내)
5	RPOPV-SCFB	SCFB	초기사건 SCFB (단일채널 부분막힘에 의한 유동상실사고) 발생 후, 운전원에 의한 수동정지 수행 (기술행정절차서 TA-05/비정상 OP-33 수행)	2.0E-02	K-HRA 분석 방법 적용, 상세분석 수행 결과 할당
6	EWOPV-LV-REC	Beam Tube LOCA	비상보충수계통 비상보충수주입밸브 자동개방 실패후, 운전원에 의한 수동 개방 수행 (비상-02 수행)	1.0E-01	K-HRA 선별기준 적용 (원자로 정지후 여유시간 60분 이상)
7	EWOPV-SP-REC	Beam Tube LOCA	비상보충수계통 섬프펌프 자동기동 실패후, 운전원에 의한 수동 기동 수행 (비상-02 수행)	1.0E-01	K-HRA 선별기준 적용 (원자로 정지후 여유시간 60분 이상)

수행 결과 - 전출력 1단계 내부사건 PSA

정량화 (계속)

초기사건별 노심손상빈도

초기사건	초기사건빈도 (/년)	노심손상빈도 (/년)	비율(%)
외부전원상실사고(LOEP)	1.92E+00	3.68E-06	80.88
반응도삽입사고(RIA)	1.67E+00	8.13E-09	0.18
일차냉각계통상실사고(LOPCS)	6.20E-02	1.20E-07	2.64
이차냉각계통상실사고(LOSCS)	6.20E-02	3.02E-10	0.01
원자로냉각재상실사고(LOCA)	9.89E-04	1.90E-09	0.04
단일채널유동상실사고(SCFB)	1.30E-05	2.62E-07	5.76
비임튜브파단냉각재상실사고(BT-LOCA)	6.85E-06	4.49E-07	9.88
일반과도사건-AT(GTRN-AT)	5.65E+00	2.75E-08	0.6
일반과도사건-MT(GTRN-MT)	1.43E+00	4.82E-10	0.01
계		4.55E-06	100



수행 결과 - 전출력 1단계 내부사건 PSA

■ 정량화 (계속)

■ 주요 최소단절집합

No	최소단절집합 설명	해당 사고경위	노심손상 빈도(/년)	비율 (%)
1	(외부전원상실사고 발생) * (공통원인에 의한 플랩밸브 V-03A/04B 열림 실패)	LOEP-2	3.67E-6	80.67
2	(비임튜브파단냉각재상실사고 발생) * (비상보충수계통 배수조 후단 수동격리밸브 V-010 열림유지 실패)	BT-LOCA-2	3.20E-7	7.03
3	(단일채널유동상실사고 발생) * (운전원에 의한 원자로 수동정지 실패)	SCFB-4	2.60E-7	5.72
4	(일차냉각계통상실사고 발생) * (공통원인에 의한 플랩밸브 V-03A/04B 열림 실패)	LOPCS-2	1.18E-7	2.60
5	(비임튜브파단냉각재상실사고 발생) * (비상보충수계통 비상보충수탱크 후단 수동격리밸브 V-009 열림유지 실패)	BT-LOCA-2	5.33E-8	1.17

■ 사고경위별 노심손상빈도

LOEP-02 = %LOEP * /RT * NC (80.9%)

- 외부전원상실사고(LOEP) 발생 후, 공통원인에 의한 플랩밸브 V-03A/04B 열림 실패 (PCCVW-FL0304AB)
- 외부전원상실사고(LOEP) 발생 후, 플랩밸브 V-03A 열림 실패 (PCCVO-FLAPV03A) 및 플랩밸브 V-04B 열림 실패 (PCCVO-FLAPV04B)

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

결론 및 고찰

- KRR 연구용원자로의 전출력 내부사건으로 인한 노심손상빈도(CDF)는 $4.55E-06/yr$ 으로 평가됨
- 초기사건별 영향에서는 외부전원상실사고로 인한 노심손상빈도가 $3.68E-06/yr$ 으로 전체 CDF의 80.9%를 차지하여 가장 영향이 큰 초기사건으로 평가됨
- 사고경위별 영향에서는 외부전원상실사고 2번 사고경위가 가장 영향이 큰 노심손상 사고경위로 평가됨
- 중요도분석 측면에서는 노심손상빈도에 가장 크게 기여하는 기본사건에서 초기사건을 제외할 경우, 공통원인에 의한 플랩밸브 V-03A/04B 열림 실패 (PCCVW-FL0304AB)의 중요도(F-V)가 $8.34E-01$ 로 가장 높게 나타남
- 사고시 원자로를 매우 안전하게 정지시키고 노심 잔열을 성공적으로 제거할 수 있도록 설계되어 있음. 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 판단됨