

중수로 다중오동작 일반 목록 개발 소개

2016. 10. 28

|주|스탠더드시험연구소
STANDARD TESTING & ENGINEERING INC.

리스크평가팀 박재완

차 례

❖ 개 요

❖ 본 론

❖ 맺음말

개 요

❖ 오동작분석

✓ 원전 화재방호 목적

- 원전 화재 발생 시, 안전정지능력을 도달 및 유지하고 환경으로 방사성물질 유출 방지

✓ 화재위험도분석

- 하나의 방화지역에서 설계기준화재가 발생하였을 때, 원자로 안전정지계통의 한 계열(성공경로)이 화재로부터 손상이 없는지 확인하고 안전정지 능력 확보 여부를 입증.

✓ 오동작분석

- 특정 방화지역에서 화재발생 시 안전정지 기능을 수행하는 기기의 케이블이 손상됨.
- 케이블의 손상은 기기의 이용불능 뿐만 아니라, 기기의 오동작을 유발할 수 있음.
- 해당 기기의 오동작으로 인해 안전정지 능력의 순기능이 위배될 수 있는지 여부를 평가.

개 요

❖ 배경 및 동향

✓ 미국

- 케이블 화재실험, 화재사례 조사를 통해 여러 기기의 오동작이 동시에 유발(다중오동작)될 수 있음을 확인.
- 다중오동작 문제 해결을 위해 행정조치(RIS 2005-30, EGM 09-002) 시행.
- 다중오동작 분석이 포함된 산업계 분석 지침 (NEI 00-01 현 Rev.3) 개발.
- 다중오동작문제 해결이 포함되도록 화재방호 규제기준(Reg.Guide 1.189, Rev.2) 개정.

* 개정 이전에는 단일 오동작만을 고려.

✓ 국내

- ✓ 다중오동작분석에 대한 요건화 필요성 인지 및 화재위험도분석에 다중오동작분석이 포함되도록 요건(원자력안전위원회 고시 2015-11호) 강화.
- ✓ 가동 원전은 다중오동작 해결방안 수립 중
- ✓ 신규원전은 설계 초기단계에서 다중오동작 문제를 고려 중

개 요

❖ 산업계 분석 지침(NEI 00-01, Rev.3)

- ✓ 화재안전정지, 다중오동작 및 전기회로분석 등을 포함
- ✓ 미국 내 원전 사업자들의 산업계 조사를 통해 개발
- ✓ 안전정지기능에 악영향을 줄 수 있는 다중오동작 시나리오 목록(일반 목록) 제공

❖ 일반 목록(NEI 00-01, 부록 G)

- ✓ 모든 원자로 유형에 적용 가능한 시나리오는 아니지만, 다중오동작 문제 해결을 위한 기본적인 입력을 제공하는 목적
- ✓ 미국 내 모든 원전을 대상으로 작성되었으며, 다중오동작에 대한 발전소 고유 평가를 위해 제공

개 요

❖ 일반 목록(NEI 00-01, 부록 G)의 시나리오 범주

원자로 노형	특징	관련 원전
B&W (Bobcook&Wilcox)	Two once through, SGs	Arkansas unit 1
CE (Combustion Engineering)	Two SGs, Four RCPs	Arkansas unit 2
W (Westinghouse)	2-Loops	Ginna
	3-Loops	Surry
	4-Loops	Callaway

개 요

❖ 일반 목록(NEI 00-01, 부록 G) 시나리오

ID #	SCENARIO	DESCRIPTION	NOTES	PLANT DESIGN	"REQUIRED" / "IMPORTANT" CLASSIFICATION
2	Loss of all RCP Seal Cooling	<p>Spurious opening of valves causing flow diversion away from seals,</p> <p><i>AND</i></p> <p>Spurious isolation of CCW flow to thermal barrier heat exchanger</p>	<p>Flow diversion away from seal injection could be caused by spurious opening of charging injection valves. Note, spurious opening of #1 seal bypass valve is judged to not fail seal injection function due to orifice restricting bypass flow to ~1gpm (Reference Letter #OG-09-156)</p> <p>See notes for Scenario #1, Loss of all RCP Seal Cooling.</p> <p>Westinghouse plant please refer to Letter LTR-RAM-I-10-053 of White Paper on Westinghouse Reactor Coolant Pump Seal Behavior for Fire Scenarios, Revision 2.</p>	<p>B&W CE* W</p>	<p>"IMPORTANT"</p> <p>See Scenario #1</p>
3	Thermally Shocking RCP Seals	<p>Loss of all seal cooling to any RCP(s). See Scenarios 1 & 2,</p> <p><i>AND</i></p> <p>Spurious re-initiation of seal cooling (i.e., seal injection or CCW to TBHX)</p>	<p>Scenario is assumed to cause RCP seal failure and a subsequent RCP seal LOCA, challenging the RCS Inventory Control Function.</p> <p>Westinghouse Tech Bulletin 04-22 Rev. 1 (Reference 11) provides summary of issue. Tech Bulletin references provide additional detail.</p> <p>Westinghouse plant please refer to Letter LTR-RAM-I-10-053 of White Paper on Westinghouse Reactor Coolant Pump Seal Behavior for Fire Scenarios, Revision 2.</p> <p>* CE plants generally do not have seal injection and can lose seal cooling for an extended period of time without increased seal leakage. These plants can lose all seal cooling due to spurious isolation of CCW. Refer to WCAP-16175.</p>	<p>B&W CE* W</p>	<p>"IMPORTANT"</p> <p>See Scenario #1</p>

개 요

❖ 일반 목록(부록 G) 시나리오의 중수로 적용성 검토(예1)

No.	NEI 00-01	중수로 적용성 검토 결과
9	<p>B&W형, CE형과 WH형 원전 적용 가능.</p> <p>① 화학 및 체적제어계통의 배열이 체적제어탱크로부터 수원을 흡입하는 배열 상황에서,</p> <p>② 체적제어탱크로부터 기동 중인 충전 펌프까지의 흡입 유로가 차단되고,</p> <p>③ 재장전수탱크(Refueling Water Storage Tank : RWST)로부터 기동 중인 충전 펌프까지의 흡입 유로가 차단(또는 개방 실패)되는</p> <p>세 개의 개별 시나리오 조합으로 구성됨</p>	<p>체적제어탱크와 유사한 기능으로 중수저장탱크가 존재. 해당 시나리오 상황에서 사용할만한 중수저장탱크의 대체 수원은 존재하지 않음.</p> <p>만약 원자로냉각재가 누설되는 사고 상황이라면 중수회수계통을 대체 수원으로 사용할 수 있겠지만 안전정지분석에서는 냉각재가 상실되는 사고들에 대한 사고완화를 다루지 않음으로 고려 대상이 아님. 추가로 중수회수계통으로부터 압력 및 체적제어계통으로 연결된 유로에 체크밸브가 존재하므로 유로 전환에 따른 중수저장탱크의 체적 상실도 고려될 필요 없음.</p> <p>추가 대체 수원으로 중수공급계통이 존재하지만 해당 계통은 현장제어반을 통해 계통을 제어하며 중수회수계통과 마찬가지로 압력 및 체적제어계통으로 연결된 유로에 수동밸브가 존재하므로 유로 전환에 따른 중수저장탱크의 체적 상실은 고려될 필요가 없음..</p> <p>따라서 중수저장탱크로부터 중수충수펌프까지 흡입 유로가 차단되는 시나리오만 고려될 수 있으나 흡입 유로 상에 분석 대상기가 존재하지 않음.</p> <p>추가로 중수저장탱크의 수위는 잔열제거가 수행되는 동안 원자로냉각재계통의 체적이 수축되는 양을 보상해줄 수 있는 정도의 양이므로 원자로냉각재가 상실되는 사고가 발생한 것이 아니라 중수저장탱크의 수위가 고갈되어 중수충수펌프의 이용불능을 초래할 가능성은 희박함.</p>

개 요

❖ 일반 목록(부록 G) 시나리오의 중수로 적용성 검토(예2)

No.	NEI 00-01	중수로 적용성 검토 결과
14	<p>B&W형, CE형과 WH형 원전 적용 가능.</p> <p>원자로냉각재계통이 감압된 상태에서 토출 압력 저하로 인해 충전펌프가 기동정지(Run-out)되는 시나리오</p>	<p>경수로와 유사하게 일반 모드 운전 시, 가압기 압력조절밸브 및 증기방출밸브의 개방, 액체방출밸브의 개방, 압력 및 체적제어 계통의 배출 유로의 격리 및 유량조절밸브의 개방 등으로 의도하지 않은 원자로냉각재계통의 감압이 발생 가능성 존재.</p> <p>가압기 격리 모드 운전 시에는 가압기 격리밸브 개방과 함께 가압기 압력조절밸브 및 증기방출밸브의 개방, 액체방출밸브의 개방, 압력 및 체적제어계통의 배출 유로의 격리 및 유량조절밸브의 개방 등으로 의도하지 않은 원자로냉각재계통의 감압 발생 가능성 존재.</p> <p>중수로는 의도하지 않게 원자로냉각재계통이 감압되더라도 원자로출구모관의 압력이 5.42MPa(g)에 이르면 원자로냉각재 유로가 자동으로 격리되고 비상노심냉각수가 자동으로 주입되며 원자로냉각재 유로가 격리에 실패하더라도 중수충수펌프는 0.5MPa(g) 압력까지 운전이 가능하기 때문에 토출 압력 저하로 인한 충전펌프의 기동정지 가능성은 희박함.</p> <p>또한 일반적으로 원자로냉각재상실사고가 발생한 상황이 아니라면 원자로냉각재계통 압력이 0.5MPa(g) 이하인 상황은 보증정지 상태(Guaranteed Shutdown State)에 해당되며 보증정지 상태에서 중수충수펌프의 요구되는 배열은 대기 또는 기동정지이므로 화재 시 요구되는 안전기능에 해당되지 않음.</p>

개 요

❖ 연구 목적

- ✓ 국내에는 다양한 노형의 발전소가 운영 중이므로 국내 특수성이 고려된 표준화된 다중오동작 분석 방법 및 절차 개발
- ✓ 개정된 화재위험도 평가에 관한 고시 요건을 만족하고, NEI 00-01(Rev.3)에 제시된 결정론적 방법 및 성능기반 분석 방법에 준하는 방법 및 절차 개발

❖ 연구 범위

- ✓ 경수로, 중수로 다중오동작 분석 절차 개발
- ✓ 경수로, 중수로 다중오동작 시나리오 일반 목록 검토 및 작성
- ✓ 경수로, 중수로 시범 적용

개 요

❖ 중수로 다중오동작 일반 목록

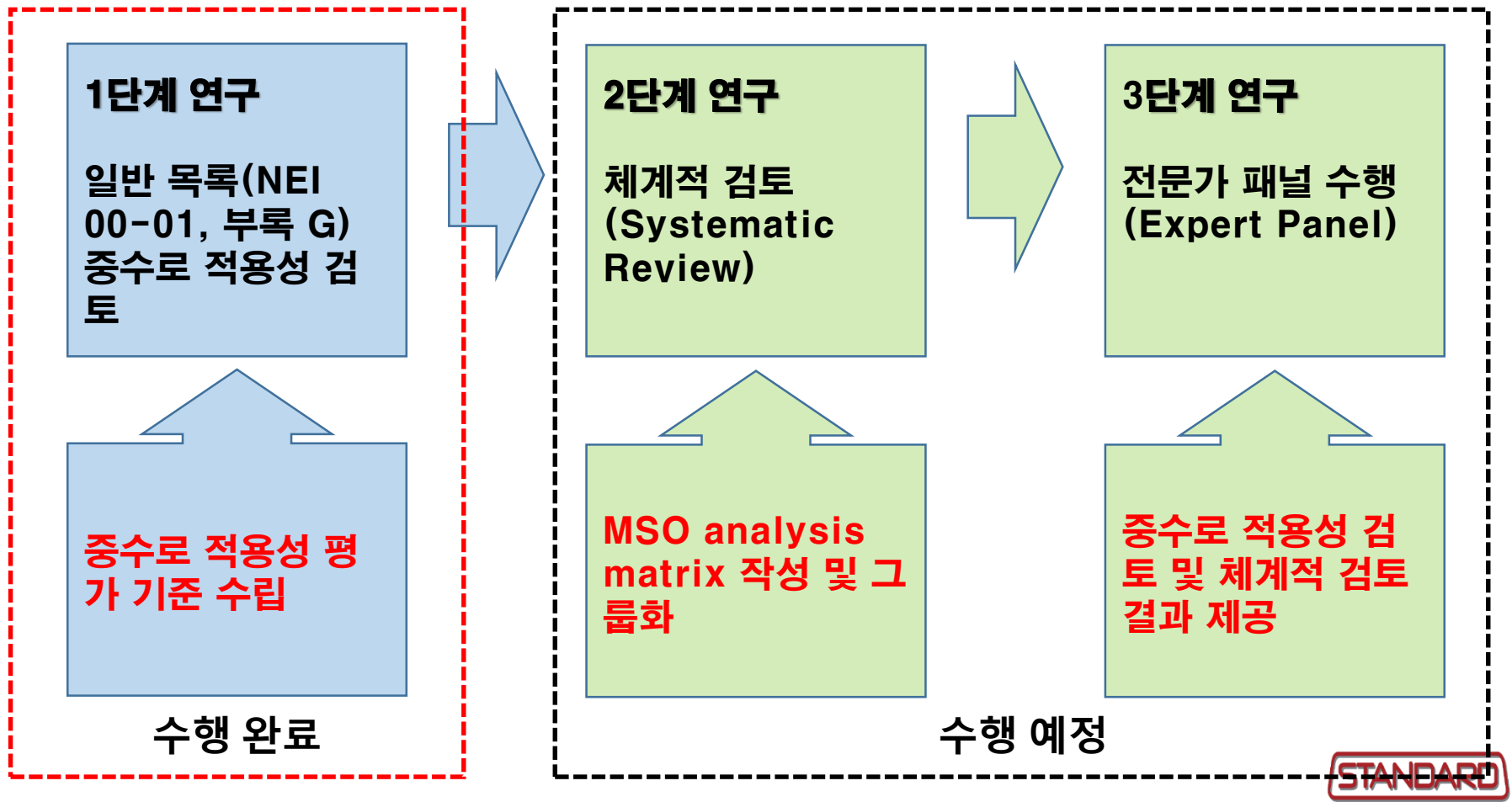
✓ 개발 필요성

- 일반 목록(부록 G)의 시나리오 범주는 BWR, PWR
- 일반 목록(부록 G)의 각 시나리오 사고경위가 중수로와 일치하지 않음.
(그대로 적용 시, 대상 기기가 누락되거나 불필요하게 포함될 수 있음)
- 일반 목록(부록 G)은 중수로에서 발생 가능한 모든 시나리오를 포함하지 않고 있음.
- 캐나다 및 중수로 보유 국가에서 현재까지 이와 관련된 분석 사례가 없음.

✓ 주요 원인

- 설계적 차이
- 열제거원 구조적 차이
- 발전소 배열 차이
- 운전 조건 및 절차 차이 등

❖ 중수로 일반 목록 개발 흐름도



❖ 1단계 연구 - 중수로 적용성 평가 기준 수립(1/4)

✓ 적용 가능한 시나리오

- 중수로에 그대로 적용 가능한 경우
- 계통 또는 기기명의 차이만 존재하는 경우

✓ Scenario #4 예

Generic list (NEI 00-01)		CANDU 6 Generic list	
4	Loss of all seal cooling to any RCP(s) . See Scenarios 1 & 2.	4	Loss of all seal cooling to any HTS pump(s) . See Scenarios 1.
	AND		AND
	Fire prevents tripping, or spuriously starts, RCP(s)		Fire prevents tripping, or spuriously starts, HTS pump(s)

❖ 1단계 연구 - 중수로 적용성 평가 기준 수립(2/4)

✓ 수정이 요구되는 시나리오

- 유사한 기능 상실 초래 및 유사한 사고경위를 지닌 경우

✓ Scenario #21 예

Generic list (NEI 00-01)		CANDU 6 Generic list	
21	Spurious starting of additional high head charging pump(s) .	21a	Not available
	AND		AND
	Spurious opening of additional RCS makeup flow paths .		Spurious opening of P&IC system feed flow paths .

❖ 1단계 연구 – 중수로 적용성 평가 기준 수립(3/4)

✓ 재수립이 요구되는 시나리오

- 수정이 요구되는 시나리오와 동일한 경우이지만, 기능상실을 초래하는 사고경위가 경수로와 다른 경우

✓ Scenario #6 예

Generic list (NEI 00-01)		CANDU 6 Generic list	
6	Spurious isolation of seal injection header flow	6a,	Spurious isolation of seal injection return line flow
	AND		OR
		6b,	Spurious isolation of RCW flow to heat exchanger of heat transfer system
Spurious isolation of CCW flow to thermal barrier heat exchanger.	6c	Spurious isolation of RCW flow to heat exchanger of D2O purification system	

❖ 1단계 연구 – 중수로 적용성 평가 기준 수립(4/4)

✓ 적용이 불가능한 시나리오

- 발전소 고유 설계 특성으로 인해 발생 가능성이 없는 경우
- 안전정지기능 실패를 초래하지 않거나, 유사한 기능상실을 초래하는 계통 및 기기가 존재하지 않는 경우

✓ Scenario #5 예

Generic list (NEI 00-01)		CANDU 6 Generic list	
5	Loss of all seal cooling to any RCP(s). See Scenarios 1 & 2,	1, 2	Available
	AND		AND
	Spurious isolation of No. 1 seal leakoff valve(s)		Not available

❖ 1단계 연구의 한계점

✓ 공학적, 열수력적 판단 근거의 부재

- 제한적인 설계자료 접근성으로 인한 정성적 측면이 강조된 시나리오 평가
- 화재안전기능에 영향을 줄 수 있는 시나리오에 대한 열수력학적 판단 근거 미흡
- 각 시나리오에 대한 성공기준 판단 근거 미흡

6.3 CVCS-1

Description: Loss of RCP Seal Cooling - Loss of Seal Injection with Loss of Thermal Barrier Cooling

PWROG Scenario No.: 1

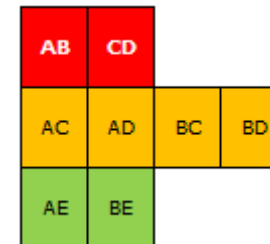
This scenario models a loss of all reactor coolant pump (RCP) seal cooling due to spurious closure of RCP seal injection header valves concurrent with spurious isolation of component cooling water (CCW) to the Thermal Barrier Cooling (TBC) heat exchanger. The concern for this scenario is that these events can lead to subsequent RCP seal failure, challenging the Reactor Coolant System (RCS) inventory control function.

A sustained (>13 minute) loss of RCP seal cooling (RCP seal injection and thermal barrier cooling) can result in the heat-up of RCP seals such that a risk of increased leakage up to 21 gpm per pump could be experienced. The NRC and Westinghouse have identified that re-introduction of cooling water to a hot seal package could result in thermal shock and increased leakage rates beyond those analyzed above. (Ref. 11)

❖ 2단계 연구 - MSO analysis matrix 작성 및 그룹화 (1/3)

✓ Primary MSO analysis matrix 작성 예

		Spurious Operation	D2O Feed Pump A	D2O Feed Pump B	D2O Feed line level control vavle (63331-LCV11)	D2O Feed line level control vavle (63331-LCV12)	Bleed line isolation valve (3331-PV25)
			A	B	C	D	E
Spurious Operation			OS	Failure (OR OS)	OC	OC	OC
D2O Feed Pump A (3331-P1)	A	OS		1	2	2	3
D2O Feed Pump B (3331-P2)	B	Failure (OR OS)			2	2	3
D2O Feed line level control vavle (63331-LCV11)	C	OC				1	3
D2O Feed line level control vavle (63331-LCV12)	D	OC					3
Bleed line isolation valve (3331-PV25)	E	OC					



- Key**
- 1 System failure
 - 2 Fails single train or single train +
 - 3 Non-minimal combination
 - 4 No train/system failure (may include individual component failure)

❖ 2단계 연구 - MSO analysis matrix 작성 및 그룹화 (2/3)

✓ Secondary MSO analysis matrix 작성 예

			Spurious Operation	D2O Feed Pump A	D2O Feed Pump B	D2O Feed line level control vavle (63331-LCV11)	D2O Feed line level control vavle (63331-LCV12)	Bleed line isolation valve (3331-PV25)
			A	B	C	D	E	
Spurious Operation			OS	Failure (OR OS)	OC	OC	OC	
D2O Feed Pump A (3331-P1) & D2O Feed line level control vavle (63331-LCV11)	AC	X		1		1	3	
D2O Feed Pump A (3331-P1) & D2O Feed line level control vavle (63331-LCV12)	AD	X		1	1		3	
D2O Feed Pump B (3331-P2) & D2O Feed line level control vavle (63331-LCV11)	BC	X	1			1	3	
D2O Feed Pump B (3331-P2) & D2O Feed line level control vavle (63331-LCV12)	BD	X	1		1		3	

ABC ACD

ABC ACD

ABD BCD

ABD BCD

❖ 2단계 연구 - MSO analysis matrix 작성 및 그룹화 (3/3)

✓ 그룹화(선별 포함) 예

시나리오(NEI 00-01)	MATRIX 검토 결과	비고
Scenario #1	HTS- AB, CD, ABF, ABG	
Scenario #2	HTS- AB, CD, ABF	Scenario #1 에 통합
	HTS-BCF	신규 시나리오 도출 Scenario #2a 로 정의
Scenario #3	없음	선별 제거
Scenario #4	.	.

❖ 3단계 연구 - 전문가 패널(Expert Panel)

- ✓ Phase I : Pre-review of MSOs
- ✓ Phase II : Prepare for Expert Panel
- ✓ Phase III : Perform the Expert Panel
- ✓ Phase IV : Post-Review

❖ 기대 효과

- ✓ 중수로 다중오동작분석 수행을 위한 시나리오 확보
- ✓ 다중오동작 발생을 사전에 방지하고, 유발된 다중오동작을 안전정지 관점에서 완화하는 조치와 연계 가능(화재위험도분석 및 화재비정상절차)
- ✓ 원전 화재방호 안전성 증진 및 강화된 화재방호 규제 요건 만족

❖ 향후 수행 계획

- ✓ 체계적 분석(Systematic Review) 수행
 - 유관기관이 공감할 수 있는 분석 결과 도출
- ✓ 전문가 패널(Expert Panel) 수행
 - 관련 전문가들의 적극적인 관심과 협조 필요