
A Few Thoughts for Multi-unit Probabilistic Risk Assessment

KINGS

임학규 (hklim@kings.ac.kr)

다수기 리스크 현안 검토

단일호기 리스크와 비교하여,

- 다수기 리스크 평가 – Residual Risk 파악
 - 다수기 공통인자 데이터분석
 - 공통인자 모델 개발
- 다수기 리스크 관리
 - 관리 기준 설정
 - 관리 방법 개발

차례

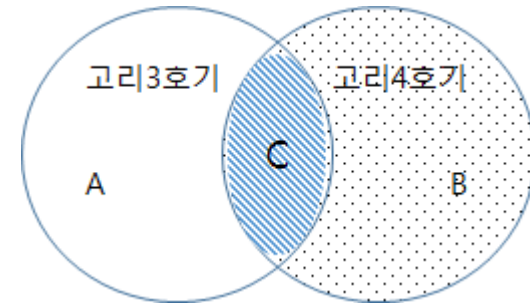
- 다수기 노심손상빈도
- 다수기 리스크 기준
- 다수기 공통사건 사례

빈도관점에서 다수기 리스크 (I)

$$F_{K3} \cup F_{K4} = F_{K3} + F_{K4} - F_{K3|K4} \cdot F_{K4} = F_{K3} + F_{K4} - C_{K3 \cap K4} \cdot F_{K4}$$

$$F_{K3} \cap F_{K4} = F_{K3|K4} \cdot F_{K4} = C_{F_{K3} \cap F_{K4}} \cdot F_{K4}$$

여기서, $C_{F_{K3} \cap F_{K4}}$ ($= F_{K3|K4}$) 는 4호기 노심손상사고 발생시 (공통사건에 의한) 3호기 노심손상사고 발생의 조건부확률.



(결말의 크기를 고려하지 않는다면,)

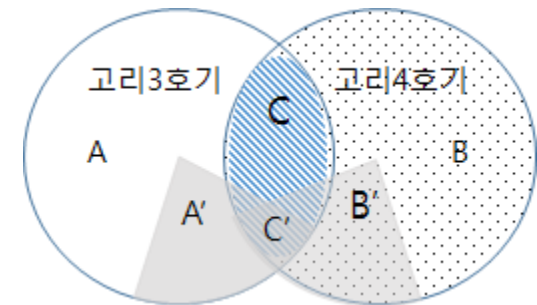
- 다수기 동시노심손상사고 빈도 크기 (= C)
 - 다수기 공통사건 확률, $C_{F_{K3} \cap F_{K4}}$ 이 클수록 C가 크다.
- 어느 한호기 이상의 노심손상사고빈도 크기 (=A+B - C)
 - 단일호기 노심손상빈도의 단순합(=A+B)보다 작다.

빈도관점에서 다수기 리스크 (II)

$$R_i = R_{ie} + R_{ir}$$

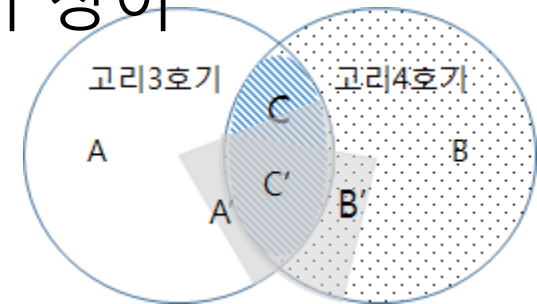
여기서, R_{ie} 는 평가된 리스크(A, B), R_{ir} 는 잠재적 리스크(A', B')

- $R_{ie} \gg R_{ir}$ (A \gg A')
- 보수적인 R_{ie} 평가결과에 포함
- 단일호기의 경우, $R_i \cong R_{ie}$ 로 이해



$$R_m = \sum_i^n (R_{ie} + R_{ir}) = \sum_i^n R_{ie} + \sum_i^n R_{ir}$$

- $\sum_i^n R_{ie}$ (C) \gg $\sum_i^n R_{ir}$ (C') 라더라고, 결말크기 상이
- 공통사건에 의한 노심손상사고가 잠재적사고(C')일 경우 심각
- 다수기의 경우, $\sum_i^n R_{ir}$ 자체가 중요

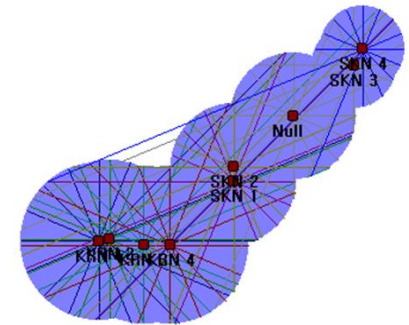


다수기 리스크 규제입장

- 미국의 규제입장
 - 모든 부지에 동일한 기준 적용
 - 사회적 안전목표를 정량적으로 활용하는 것은 부적절
 - 후쿠시마 사고 이후 대책이행으로 다수기 리스크는 더욱 감소
- ⇒ 다수기 리스크 관리를 위한 정량적 기준을 설정하지 않음

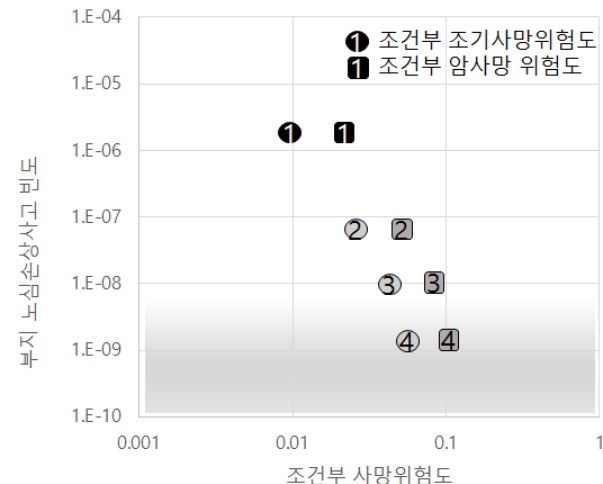
국내 규제요건 검토

- 정상운전 - 다수기 운전 고려
- 사고시
 - 안전목표
 - 중대사고정책
 - 사회적 수용 위험도, $10^{-6}/y$ 수준을 고려하여 설정
 - 사고관리능력평가 세부기준(고시)
 - Cs-137의 방출량 100 TBq 초과빈도기준 추가
 - 방사선환경영향평가
 - 2016년부터 중대사고 포함
 - 개인별 보건목표치



다수기 리스크 관리기준 논의

- 일부 국가에서 정량적 사회적 리스크 기준 설정
 - 국내 상황에는 부적절
- 다수기 리스크에 대한 관리기준 논의
 - 조건부 지표
 - 다수기 사망위험도 ÷ 다수기 노심손상사고빈도
 - 미국 NRC의 격납건물 성능목표 개념과 유사



다수기 공통인자 조사

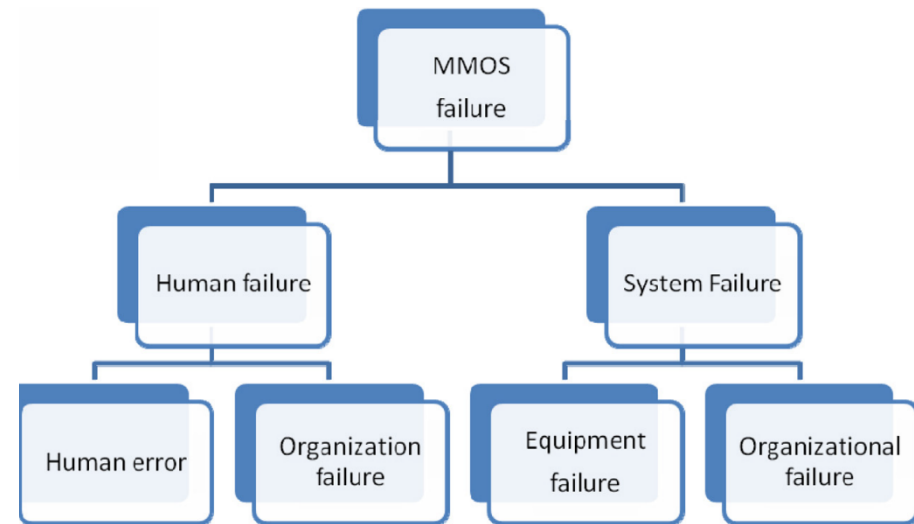
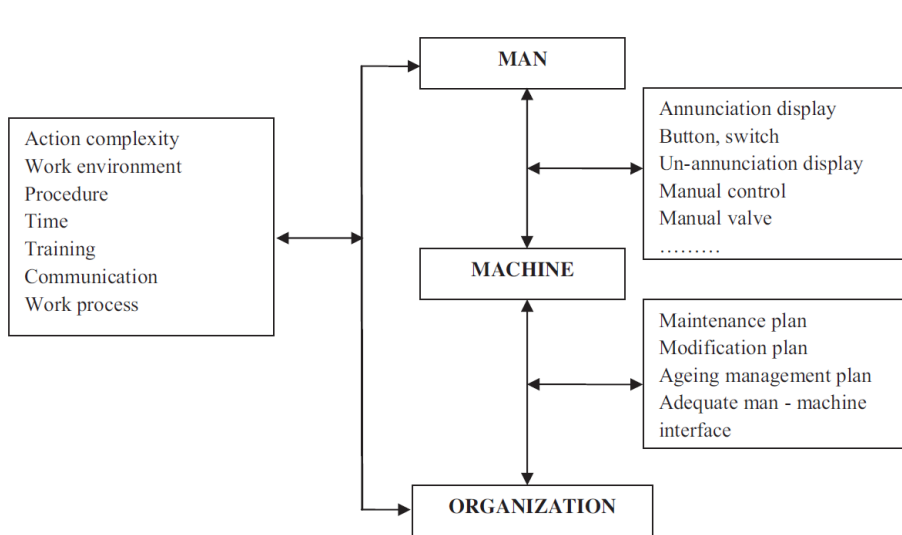
- 공통인자
 - 다수기 리스크 특성의 근원
 - 사고 **순** 진행과정에 포함
 - 초기사건, 사고완화/대응, 중대사고현상, 대기확산
 - 기기 공통/절차 공통
 - 단일고장이 (**특정비율**로) 공통고장으로 연계
 - CCF에 포함 ?
 - Uncertainty와 연관
 - State of knowledge correlation (SOKC) 로 연계
 - 동일한 부지조건
 - 재해도 특성, 기상조건, ...

원전 조직인자 연구

- 조직인자와 발전소 안전성능의 인과관계에 대한 연구
 - 주로 발전소 직원에 대한 설문조사를 통하여 조직인자와 발전소의 안전성이나 성능과의 인과관계를 통계적으로 파악
- 조직인자가 원전의 신뢰도 및 인적오류 등에 미치는 정량적 영향에 대한 연구
 - 조직인자가 원전의 계통신뢰도 및 인적오류 등에 대한 미치는 영향을 정량적으로 평가

원전 조직인자 연구동향

- 인간-기계-조직 시스템(MMOS) 모델
 - The organizational factor in PSA framework (Farcasiu et al., NED, 2015)



조직인자에 의한 다수기 공통사건

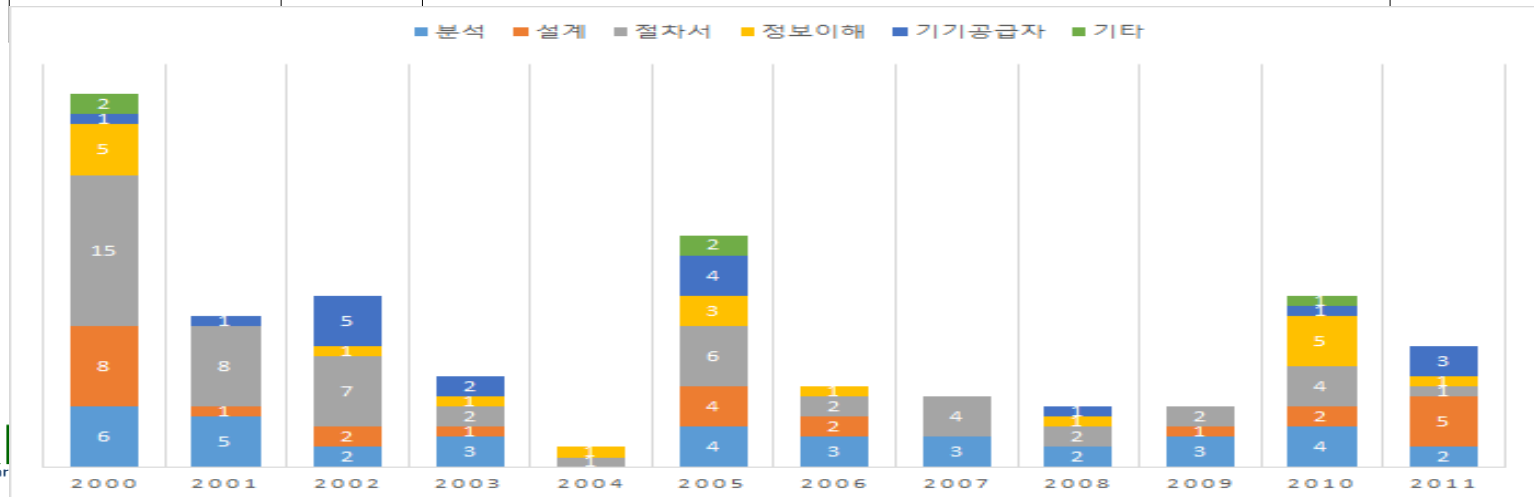
- 미국 Schroer의 연구 (2012)
 - 다수기 공통인자에 의한 사건을 6가지 요소로 분류
 - 초기사건(Initiating Events)
 - 공유기기(Shared Connections)
 - 동일한 기기(Identical Component)
 - 인접종속성(Proximity Dependency)
 - 인적종속성(Human Dependency)
 - 인간-기계 인터페이스(HMI)에 기인한 종속성
 - 조직종속성(Organization Dependency)
 - 조직구조나 조직운영논리에 영향을 받는 종속성
 - 11년간 LER 4207건 중
 - 다수기 공통사건 391건
 - 조직종속성 159건 (41%)

Raw Data 추적 분석

- 159건을 상세분류

- 35개 다수기부지 중 32개 부지에서 사건보고

원인	건수	예	비고
절차서	56	Symmetrical procedures used on two units were found to be deficient.	HO
분석	37	A design analysis that was used for two units was found to be inadequate.	MO
설계	26	A symmetrical design deficiency was found on two units.	MO
정보이해	19	An inadequate understanding of technical specifications caused two units to be in violation of technical specifications.	HO
기기공급자	18	A vendor-supplied calculation that was used for two units was found to be incorrect.	MO



설계 오류

절차서 오류

NRC FORM 366A (6-1998)					
U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION LICENSEE EVENT REPORT (LER) TEXT CONTINUATION					
FACILITY NAME (1)	DOCKET NUMBER (2)	LER NUMBER (6)			PAGE (3)
		YEAR	SEQUENTIAL NUMBER	REVISION NUMBER	
Palo Verde Nuclear Generating Station Unit 1	05000528	2000	003	00	3 OF 4

TEXT (If more space is required, use additional copies of NRC Form 366A) (17)

IV. EVENT DESCRIPTION:

On June 15, 2000 at approximately 1103 MST, control room personnel (utility: licensed operator) were notified that a problem had been identified related to a reactor protective system (EIIS Code: JC) trip function. The VOPT channels had a minimum (floor) trip setpoint setting that prevented each channel's setpoint from tracking neutron power within the TS Allowable Band Value of 9.9 percent RTP when power was less than 0.3 percent RTP. This minimum setting was specified by a surveillance test procedure (36ST-9SB02) to be set at 10.2 percent RTP. The control room personnel determined that the condition did not affect the ability of the VOPT channels to perform their safety function in Mode 1, Power Operation, or in Mode 2, Startup, with power equal to or greater than 0.3 percent RTP and therefore the channels remained operable. It was also determined that all three Unit VOPT channels were affected. A technical specification condition report was generated in each Unit and procedures were changed to ensure control room personnel were aware that operation in Mode 2 with power less than 0.3 percent RTP was not allowed.

The condition was identified on June 8, 2000 during a review of the surveillance test procedure. A review of the procedure history indicated the minimum setting had been in place since 1985 although it has not been determined why the value of 10.2 percent RTP was used.

V. SAFETY CONSEQUENCES:

The VOPT function provides protection against core damage during the following events:

- Uncontrolled CEA Withdrawal from Low Power (anticipated operational occurrence)
- Uncontrolled CEA Withdrawal at Power (anticipated operational occurrence)
- CEA Ejection (accident).

The inappropriate setting of the minimum setpoint limit in the VOPT channels was not safety significant. Design calculation 13-JC-SE-0202 documents that the analytical limit for the VOPT Band is less than or equal to 11 percent RTP and that instrument uncertainties total -0.52 percent RTP with a resulting Band setpoint of 10.48 percent RTP. Even with the setpoint limited to a minimum of 10.2 percent RTP (at power levels less than 0.3 percent RTP) the safety analysis trip setpoint was not exceeded therefore, no actual or potential safety impact existed.

NRC FORM 366A (1-2007)			U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION		
LICENSEE EVENT REPORT (LER)					
FACILITY NAME (1)	DOCKET (2)	LER NUMBER (6)			PAGE (3)
		YEAR	SEQUENTIAL NUMBER	REVISION NUMBER	
Dresden Nuclear Power Station Unit 2	05000237	2005	001	00	2 OF 4

NARRATIVE (If more space is required, use additional copies of NRC Form 366A) (17)

Dresden Nuclear Power Station (DNPS) Units 2 and 3, are General Electric Company Boiling Water Reactors with a licensed maximum power level of 2957 megawatts thermal. The Energy Industry Identification System codes used in the text are identified as [XX].

A. Plant Conditions Prior to Event:

Unit: 02 Event Date: 02-03-2005
 Reactor Mode: 1 Mode Name: Power Operation Power Level: 95 percent
 Reactor Coolant System Pressure: 1000 psig

B. Description of Event:

On January 27, 2005, Crystal River Unit 3 reported to the NRC in Event Notification Report Number 41362, a design deficiency in a common metering circuit where a postulated single failure would result in the loss of all offsite and onsite alternating current (AC) power to both Divisions of safety related electrical distribution buses. The initial DNPS reviews focused on a spurious ground on the common circuitry. These initial reviews identified that grounds would not have an adverse impact on the circuitry. Similar reviews were conducted at other Exelon sites. On February 1, 2005, LaSalle Station identified that its circuitry was vulnerable to a single failure vulnerability that was due to spurious open circuits (Event Notification Report Number 41366). DNPS expanded the review of the design for open circuit single failure vulnerability.

On February 3, 2005, at 1915 hours (CST), with Unit 2 at approximately 95 percent power and Unit 3 at approximately 96 percent power, DNPS engineering personnel confirmed that single failure vulnerabilities existed on 4160 Volt Relaying and Metering transformers [XFMR] associated with the Unit Auxiliary Transformers (UATs) and Reserve Auxiliary Transformers (RATs) on both units. Although the Relaying and Metering transformers were fully functional at that time, failure of the Relaying and Metering transformers circuitry would have caused the neutral overcurrent relay to trip and lockout the main, reserve and tie feed breakers. These combined protective relay trips would have acted to trip and lock out the circuit breakers supplying electrical power to buses 23 (33) and 24 (34), essentially isolating these buses from their normal and emergency power sources. Emergency power from the Emergency Diesel Generators (EDGs) [DG] would have still been available to safety related buses 23-1 (33-1) and 24-1 (34-1), but the Containment Cooling Service Water (CCSW) [BI] system, which is fed from buses 23 (33) and 24 (34), would have remained without a power source. If this failure occurred during a Loss of Coolant Accident, then the CCSW pumps may not have been able to be started within the required time. This event was promptly reported to the NRC in accordance with 10 CFR 50.72(b)(3)(v)(B), "Any event or condition that at the time of discovery could have prevented the fulfillment of the safety function of structures or systems that are needed to remove residual heat," and 10 CFR 50.72(b)(3)(ii)(B), "Any event or condition that resulted in the nuclear power plant being in an unanalyzed condition that significantly degrades plant safety." Subsequent investigations revealed that there was not a potential loss of safety function as a result of this event.

The single failure vulnerabilities were removed on February 4, 2005, at 0009 hours, and the effected equipment was declared operable.

CCF

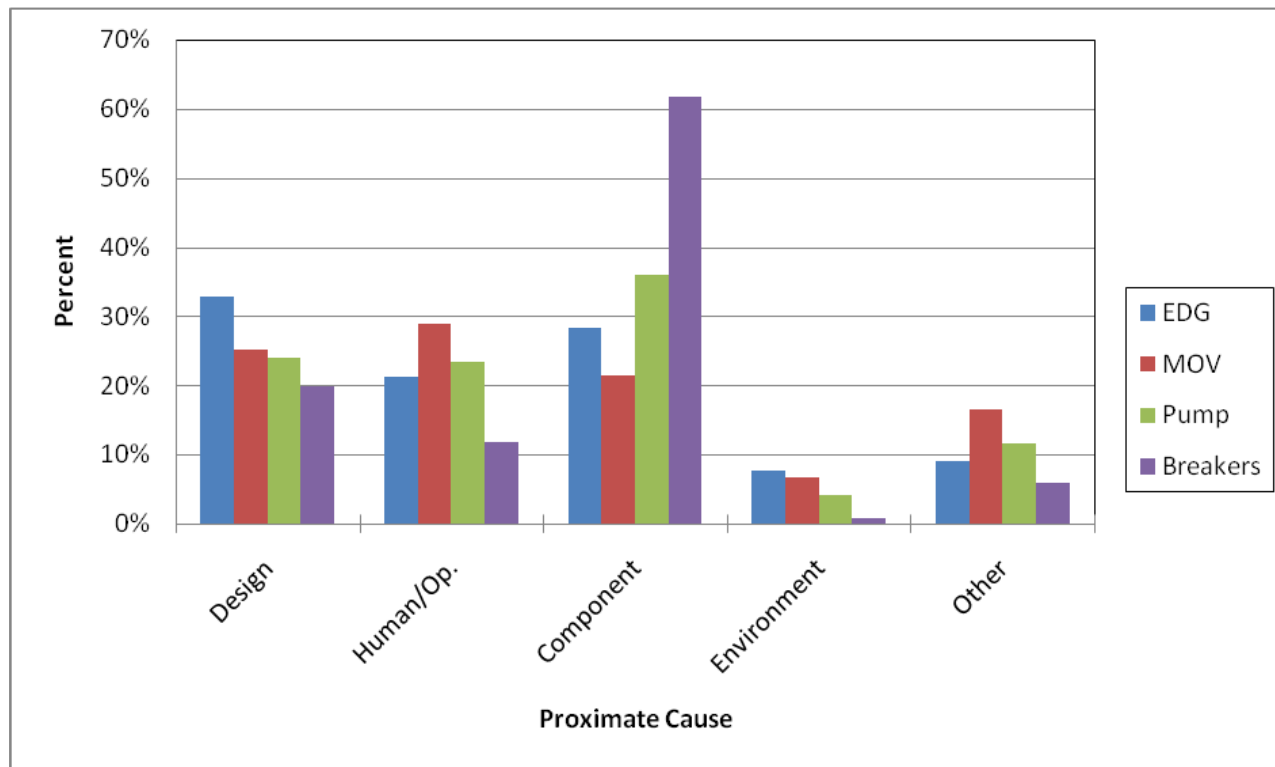


Figure 3. Proximate cause distributions for the four components

PSA2008, Rasmuson, et al. "SOME COMPONENT INSIGHTS FROM ANALYZING NRC'S COMMON-CAUSE FAILURE DATABASE"

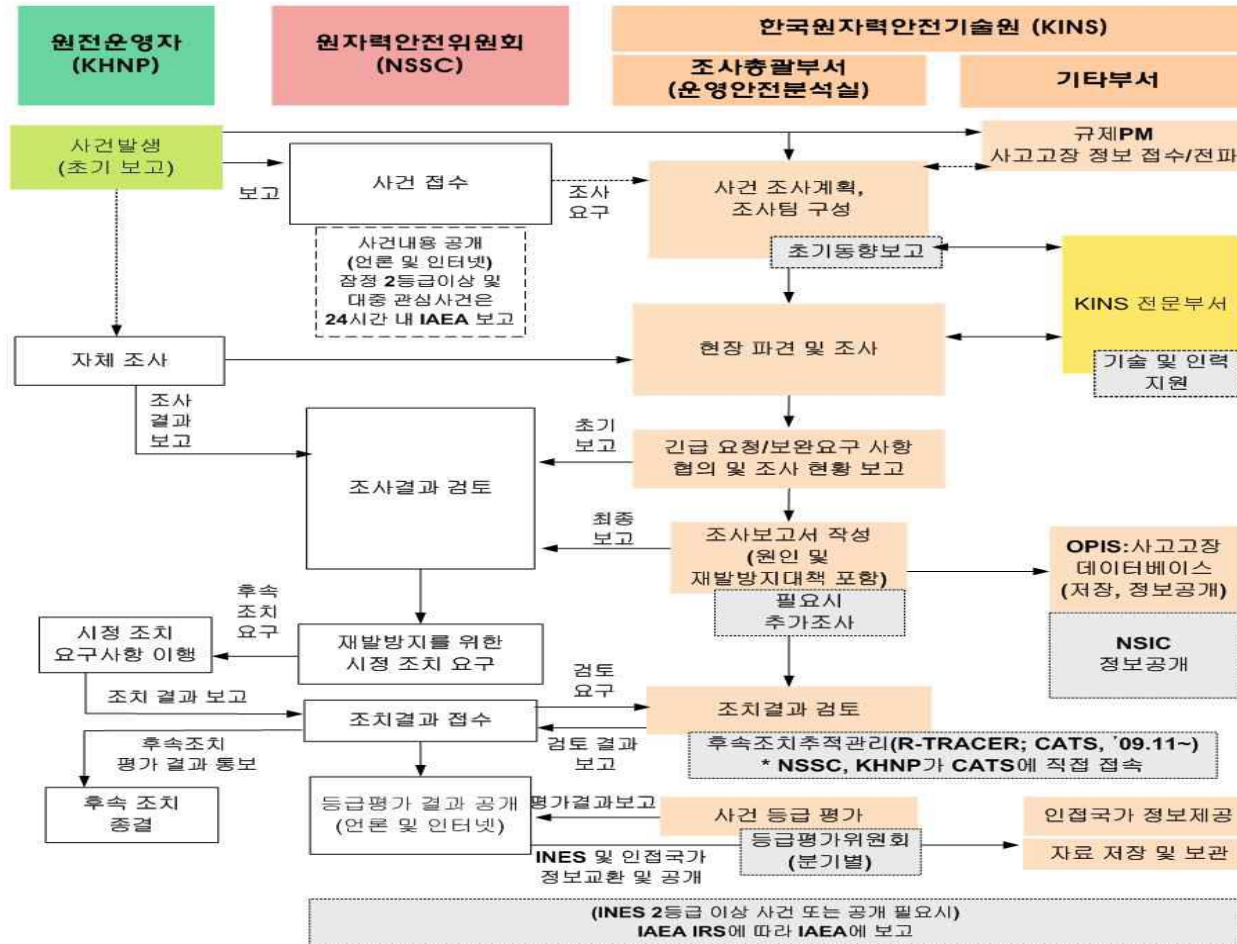
국내 다수기 공통사건 사례조사

- 2014년 2월 28일 한빛 2호기 ASTS 시험 중 불시정지
 - 설계오류 다수기에 적용 → 한빛 2호기에 최초 시공 → 이후 시공원전에서 오류파악 및 시정 → 설계 오류 정보 공유 → 한빛 2호기를 제외한 원전에서 오류 시정 → 시험방법 미흡 → 변형된 시험방법으로 한빛 2호기 원자로정지 → 전사적 정보공유 대책 수립
- 고찰
 - 다수기 설계오류
 - 다수기 시험방법 미흡
 - 보고대상 여부
 - 설계오류는 미보고, 불시정지 발생으로 보고 및 OPIS 등재
 - 사업자의 철저한 사후조치

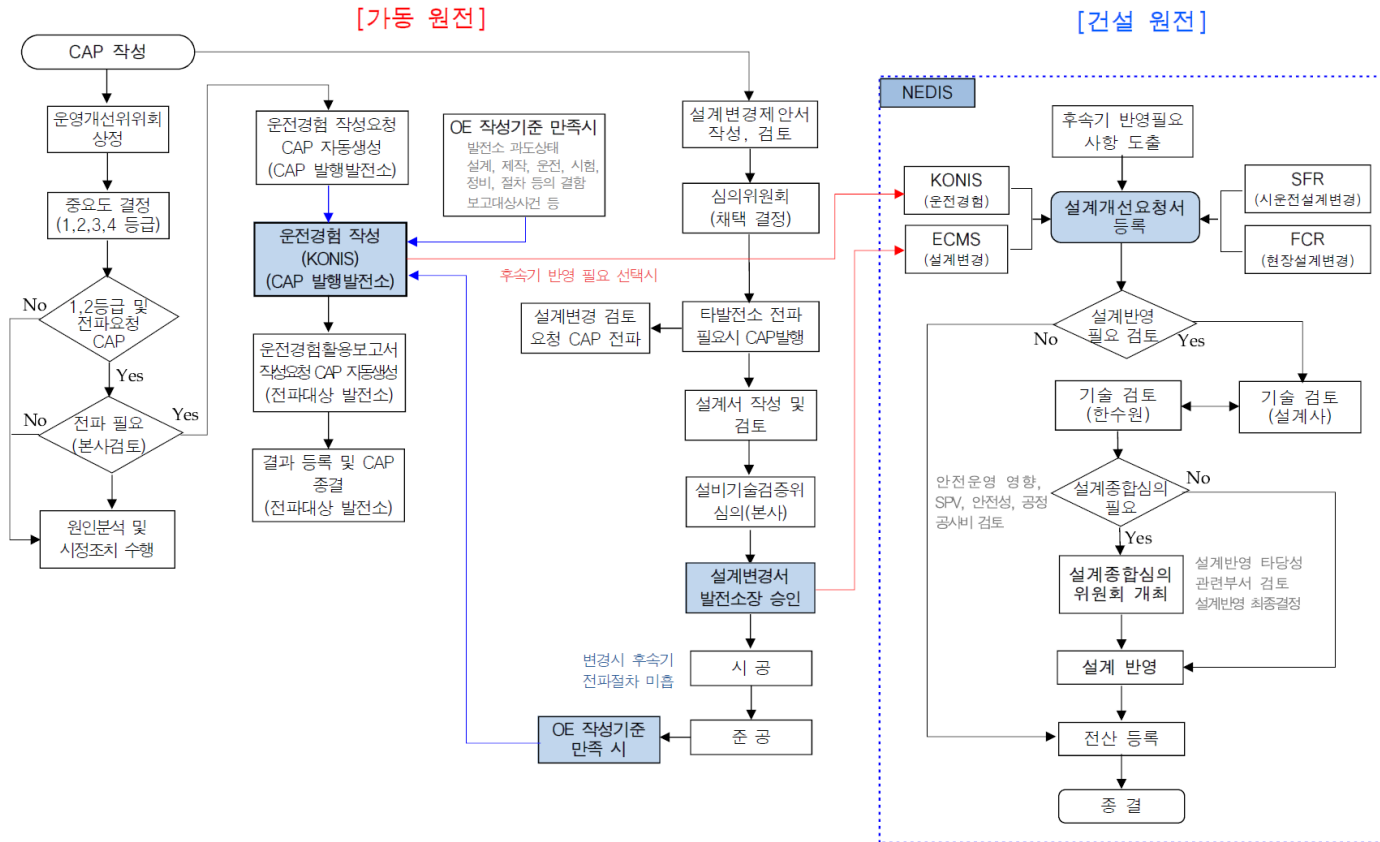
국내 다수기 공통사건 사례조사

- 2016년 6월 28일 한빛 2호기 정기검사 중 CLP 배면 부식 발견
 - 다수의 원전에서 CLP 부식 유발 시공오류 → 검사방법 미흡으로 장기간 오류 미발견 → KINS의 특별 점검으로 CLP 부식 발견 → 전 원전 확대 점검 → 추가 사례 발견 및 원자력안전위원회에 자발적 보고 → 조치 계획 이행 중
- 고찰
 - 시공오류
 - 검사방법 미흡
 - 보고대상 여부
 - 최초 부식발견 미보고, 추가 사례발견 후 원안위에 보고
 - OPIS 미등재
 - 사업자의 철저한 사후조치

국내 사고 보고조사 체계



한수원 운전경험관리체계



국내 다수기 공통사건 사례조사

- 단일호기 PSA에서 고려되지 않는 사건
 - 기기고장 발생이전 설계오류
 - 기존 CCF 와의 관련성 정립필요
 - 격납건물 압력경계 손상사건
- 국내 원전 사건 보고 범위
 - 원자로 불시정지 등 규정된 사건만 보고
 - 미국 원전 사건 보고 범위
 - 안전성에 영향을 미치는 사건 (원자로정지 여부와 무관)
 - OPIS 자료로는 다수기 공통사건 조사 불가능
 - 사업자의 운전경험공유시스템(KONIS) 활용 제안

감사합니다.