

KNARR/TR-24-01

KANRR/TR-25-01

SMR PSA 특별위원회 활동 결과

제출자 이승준 등
제출일 2025. 11. 28

원자력리스크연구회



2025 원자력리스크연구회
Korean Association for Nuclear Risk Research

SMR PSA 특별위원회 활동 결과

결과보고서

원자력리스크연구회

제 출 문

원자력리스크연구회장 귀하

본 보고서를 “SMR PSA 특별위원회 활동 결과”에 대한 최종
보고서로 제출합니다.

2025년 11월

작 성 자 : 이승준, 허균영, 조남철,
박진희, 박진균, 조재현,
김성엽, 강현국, 나장환
박성현, 박성규, 정건효
강경민, 양준언, 석호

목 차

1. 서론	1
1.1 배경 및 필요성	1
1.2 활동내역	1
1.3 SMR PSA 워크샵	2
2. SMR 리스크 분야 규제 준비 현황	4
3. 혁신형 SMR PSA 수행 현황	24
4. 혁신형 SMR PSA: 다수모듈 운전 환경에서의 인적수행도 평가	55
5. 피동계통 신뢰도 평가기술 개발 현황	88
6. 혁신형 SMR EPZ 평가 방법론 개발 현황	110
7. SMR 환경에서의 PSA 역할 변화	146
8. 미국 SMR 리스크 분야 현황	165
9. 결론	181

1. 서론

1.1 배경 및 필요성

- (배경) 원자력리스크연구회는 국내 원자력 분야의 확률론적안전성평가(Probabilistic Safety Assessment, PSA) 연구의 활성화 및 기술 발전을 위해 설립되었으며, 다양한 연구기관, 산업체, 학계, 그리고 규제기관의 전문가들이 참여하고 있음. PSA는 원자력발전소의 설계와 운영, 규제 및 안전성 평가 전반에서 핵심적인 역할을 담당해 왔으며, 그 적용 범위는 점차 넓어지고 있음. 특히 최근 전 세계적으로 차세대 원자력 기술의 하나로 주목받고 있는 소형모듈원자로(Small Modular Reactor, SMR)의 개발이 본격화되면서, 기존의 PSA 접근법을 새로운 원자로 개념에 맞게 확장·적용하는 노력이 활발히 이루어지고 있음. 이에 원자력리스크연구회에서는 SMR PSA와 관련한 현안들에 대한 전문가 의견수렴을 위해 SMR PSA 특별위원회(이하 “특위”라 함)를 구성하기로 결정함.
- (필요성) SMR의 설계 특성과 운전 개념을 고려한 PSA 기술 개발의 현황을 공유하고, 향후 연구 방향을 모색하기 위함.
 - 12인의 산학연 관계기관 전문가/위원으로 구성
 - 2024년 4월부터 2025년 12월까지 활동

1.2 활동내역

- (개요) 2024년 4월을 시작으로 2번의 회의를 통해 여러 기관들의 SMR PSA 연구 현황들을 공유하고 현안들에 대한 논의를 하였으며 2025년 7월에 SMR PSA 워크숍을 개최함. 특위 활동에는 산학연의 다양한 기관들이 참여하여, SMR의 고유의 설계 요소(예: 수동안전계통, 모듈화 구조, 운전 인력 최소화 등)와 기존 대형 원전과의 차이점을 PSA 모델에 반영하는 방안, 인간신뢰도분석(HRA), 비상계획구역(EPZ) 설정 등을 포함한 연구 성과를 공유하였음. 이를 통해, 국내 연구진들이 공통적으로 직면한 기술적 쟁점(예: passive system의 불확실성, 다중모듈 운전 시 상호영향성, SMR 비상계획구역 설정 기준 등)에 대한 이해가 심화되었음. 그동안의

논의를 기반으로 2025년 7월에 SMR PSA 관련 주요 이슈들에 대한 발표를 포함한 SMR PSA 워크숍을 개최하기로 결정함.

○ (1차회의)

- 2024년 4월 24일 (수)
- 참석자: 이승준, 박진희, 나장환, 석호, 박성현, 박성규, 정건효, 김종현, 조재현, 강경민 (총 10명)
- SMR PSA 현황 공유
 - SMR 설계 및 PSA 현안(SMR 사업단 나장환)
 - SMR Preliminary PSA (KAERI 박진희)
- SMR PSA 특위의 목적 및 활동방안에 대한 논의 및 향후 계획 수립

○ (2차회의)

- 2025년 3월 6일 (목)
- 참석자: 이승준, 박진희, 나장환, 허균영, 박성규, 정건효, 조재현, 김성엽 (총 8명)
- 국내 산학연 기관들에서 수행중인 SMR PSA 현안 관련 연구 공유
 - iSMR 설계 현안 및 PSA 연계 계획 (SMR 사업단 나장환)
 - iSMR PSA (KAERI 박진희)
 - 중앙대학교 SMR PSA 연구 현황 (중앙대 조재현)
 - iSMR EPZ 연구 현황 및 현안 (KAERI 김성엽)
 - SMR 환경에서의 PSA혁할 변화에 대한 고민 (경희대 허균영)

1.3 SMR PSA 워크숍

- 2025년 7월 3일과 4일 양일에 걸쳐 개최된 SMR PSA 워크숍에서는 그동안의 논의를 통해 SMR PSA 관련 주요 이슈들에 대한 발표가 되었음. 본 보고서의 2장에서 8장에 걸쳐 워크숍에서 발표된 7편의 발표를 수록함.
- (SMR PSA 워크숍)

- 2025년 7월 3일 (목) ~ 4일 (금)
- 참석자: 국내 원자력 종사자
- 국내외 기관들에서 수행중인 SMR PSA 현안 관련 연구 공유
 - SMR 리스크 분야 규제 준비 현황 (KINS 조남철)
 - 혁신형 SMR PSA 수행 현황 (KAERI 박진희)
 - 다수모듈 운전 환경에서의 인전수행도 평가 (KAERI 박진균)
 - 피동계통 신뢰도 평가기술 개발 현황 (중앙대 조재현)
 - 혁신형 SMR EPZ 평가 방법론 개발 현황 (KAERI 김성엽)
 - SMR 환경에서의 PSA 역할 변화 (경희대 허균영)
 - 미국 SMR 리스크 분야 현황 (미국 RPI 강현국)

SMR 리스크 분야 규제 준비 현황

Transparency



Responsibility



Excellence



Independence



한국원자력안전기술원 조남철

KINS, the Cornerstone for the Safe Korea





Contents

I SMR 개요

II 경수형 SMR 규제 준비 현황

III 비경수형 SMR 규제 준비 현황

IV 결론

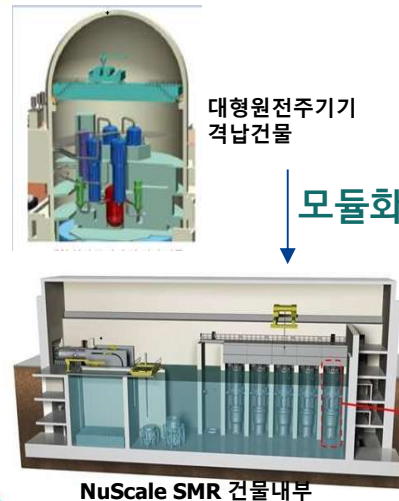
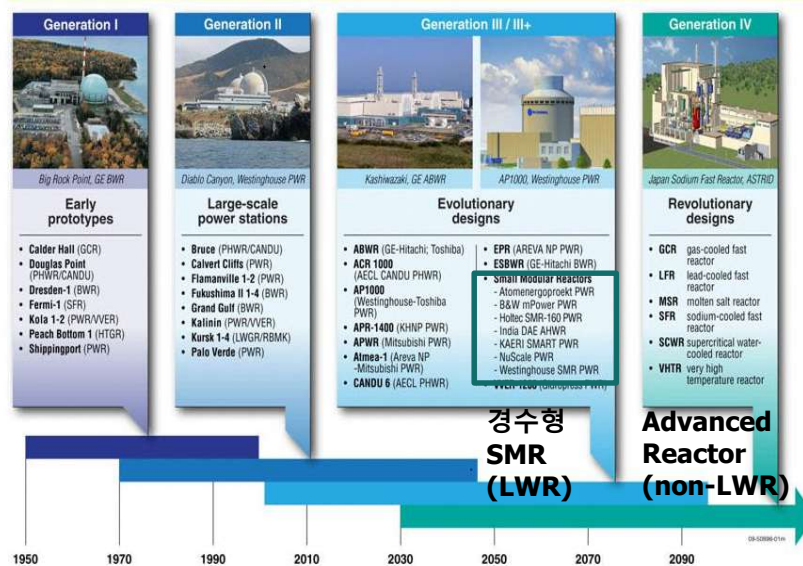


KINS is a Cornerstone for a Safe Korea

I. SMR 개요

SMR 개요

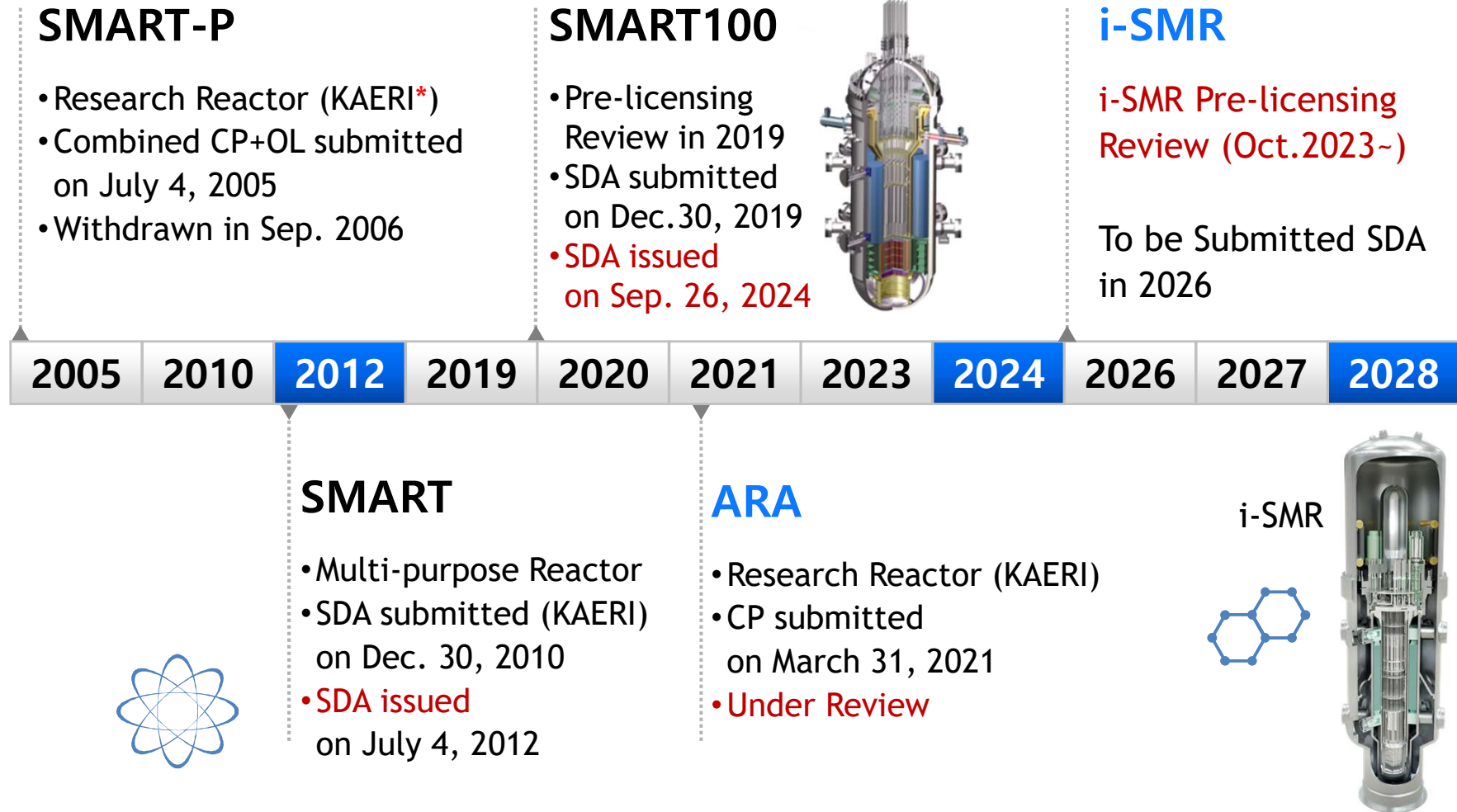
- ▶ 기존 대형 원전(1400MW_e)의 용량과 크기를 크게 줄인 것으로 **전기출력 300MW_e 이하**의 원자로
- ▶ 운송이 가능한 정도의 **모듈형 크기로 설계/제작하여 원자로를 조립**하는 방식
- ▶ 제작, 이송 및 건설이 가능하여 **건설공기 단축과 건설비용 절감** 가능
- ▶ **석탄 화력발전 대체(on-grid)/도서산간지역 전기 공급(off-grid)/해수 담수화 및 수소생산** 등이 목표



다목적



국내 SMR 인허가 경험



국내 SMR 개발 현황

구분	원자로 (개발사)	특징 및 개발현황
경수형 SMR	SMART/SMART 100 (KAERI)	<ul style="list-style-type: none"> • (특징) 일체형원자로 및 안전피동안전계통 도입을 통한 안전성 획기적 향상 • (개발수준) SMART(100MWe급) 국내표준설계인가획득('12), SMART100(110MWe급) KAERI-한수원-K.A.CARE(사우디) 공동표준설계(변경)인가 획득('24)
	혁신형 SMR (i-SMR기술개발사업단)	<ul style="list-style-type: none"> • (특징) '30년대 시장 선점을 위해 안전성·경제성·유연성을 향상시킨 일체형 원자로 • (개발수준) 모듈당 170 MWe급, 기본설계완료
비경수형 SMR	소듐냉각고속로 (SFR: Sodium-cooled Fast Reactor) (KAERI)	<ul style="list-style-type: none"> • (특징) 소듐을 냉각재로 사용하고 고속중성자에 의한 핵분열을 이용하는 제4세대 원자력시스템 • (개발수준) 150 MWe급, SFR 특정설계안전성분석보고서 발행('17)
	초고온가스로 (VHTR: Very High Temperature gas-cooled Reactor) (KAERI)	<ul style="list-style-type: none"> • (특징) 피복입자 핵연료, 흑연 감속재, 헬륨 냉각재를 사용하여 950°C까지 고온 열을 생산할 수 있는 제4세대 원자력시스템 • (개발수준) 고효율·대용량 수소생산을 위한 초고온가스로 핵심기술 개발
	용융염원자로 (MSR; Molten Salt Reactor) (KAERI)	<ul style="list-style-type: none"> • (특징) 냉각재로 불소 혹은 염소 화합물의 용융염을 사용하며 핵연료 물질을 이들 용융염에 용해시켜 용융염을 핵연료와 냉각재로 동시에 활용하는 원자로 • (개발수준) 35 MWe급, 민관 공동 개념설계 개발 중
	납냉각고속로 (LFR; Lead-cooled Fast Reactor) (대학 중심)	<ul style="list-style-type: none"> • (특징) 냉각재의 화학적 불활성, 높은 냉각재 기화온도, 장주기 운전 등 가능한 제4세대원자력 시스템 • (개발수준) 대학 중심 기초/원천 연구추진 중



KINS is a Cornerstone for a Safe Korea

II. 경수형 SMR 규제 준비 현황

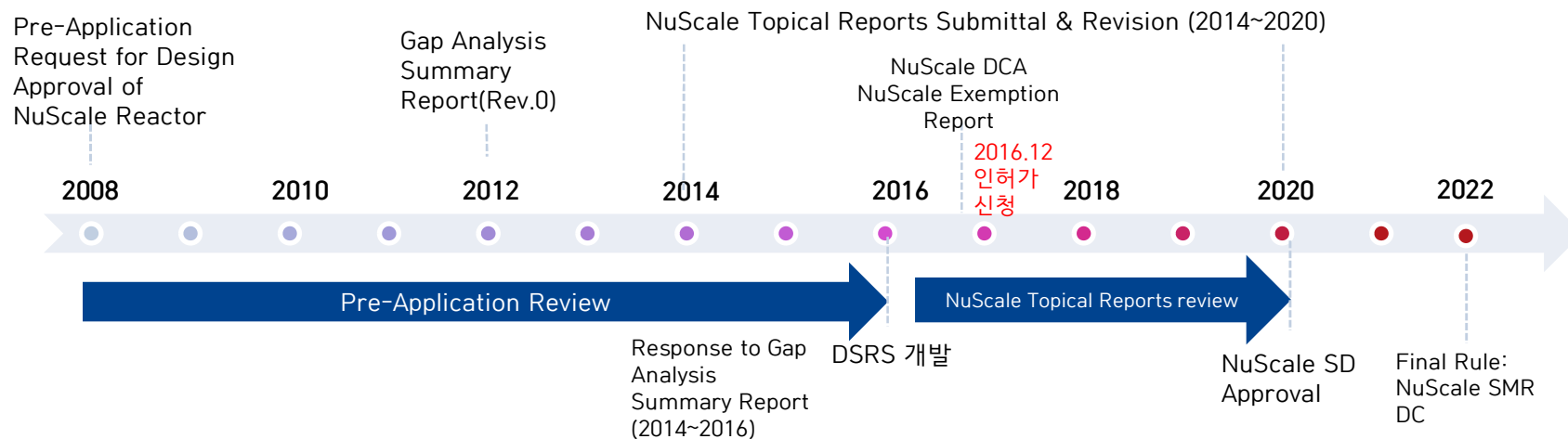
NuScale 사례로 본 미국 규제기관(NRC) 및 개발자의 대응

➤ 2008-2016년

- ✓ 사업자 DCA 제출 전부터 NRC는 **Pre-Application Review(PAR)**을 통해 잠재적 인허가문제를 식별하고자 함
- ✓ 이를 통해 2016년 **Design-Specific Review Standards(DSRS)**을 발표함

➤ 2016-2020년

- ✓ DC검토기간 동안, 2000개가 넘는 DC관련 Request for Additional Information(RAI)와 400개의 TR 관련 RAI 생성
- ✓ **14개의 Topical Report(TR)** 및 **17개 면제조항 승인**
- ✓ **10 CFR 52 Appendix G Rulemaking**



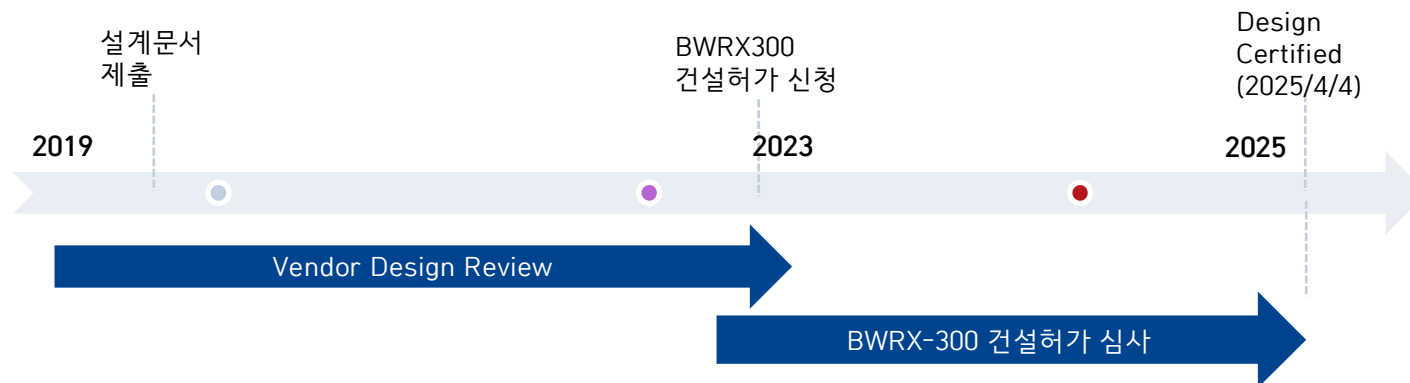
➤ 2019-2023년 Vendor Design Review(VDR) – 사전 인허가 단계

- ✓ 단계: VDR은 총 3단계로 구성되며, BWRX-300은 1단계와 2단계 통합 진행
* 기간: 1단계는 일반적으로 12~18개월, 2단계는 약 24개월 소요

- ✓ 2019년 12월 CNSC와 VDR 계약 체결, 2020년 설계 문서 제출, 이후 3년간의 검토를 거쳐 2023년 3월 1단계와 2단계 완료

➤ 2022년 건설허가 신청

- ✓ CNSC는 약 30개월의 심사를 거쳐 2025년 4월 건설허가 취득



i-SMR 사전설계검토

- ◆ i-SMR 본심사에 앞서, 다양한 기술현안에 대해 제시된 설계·기술정보를 바탕으로 규제입장 정립
- ◆ 개발자가 제출한 i-SMR 설계수준에 따라 단계적 검토 및 규제입장 제시
- ◆ 검토 대상 : 설계특성설명서, 격차분석보고서, 설계기술보고서

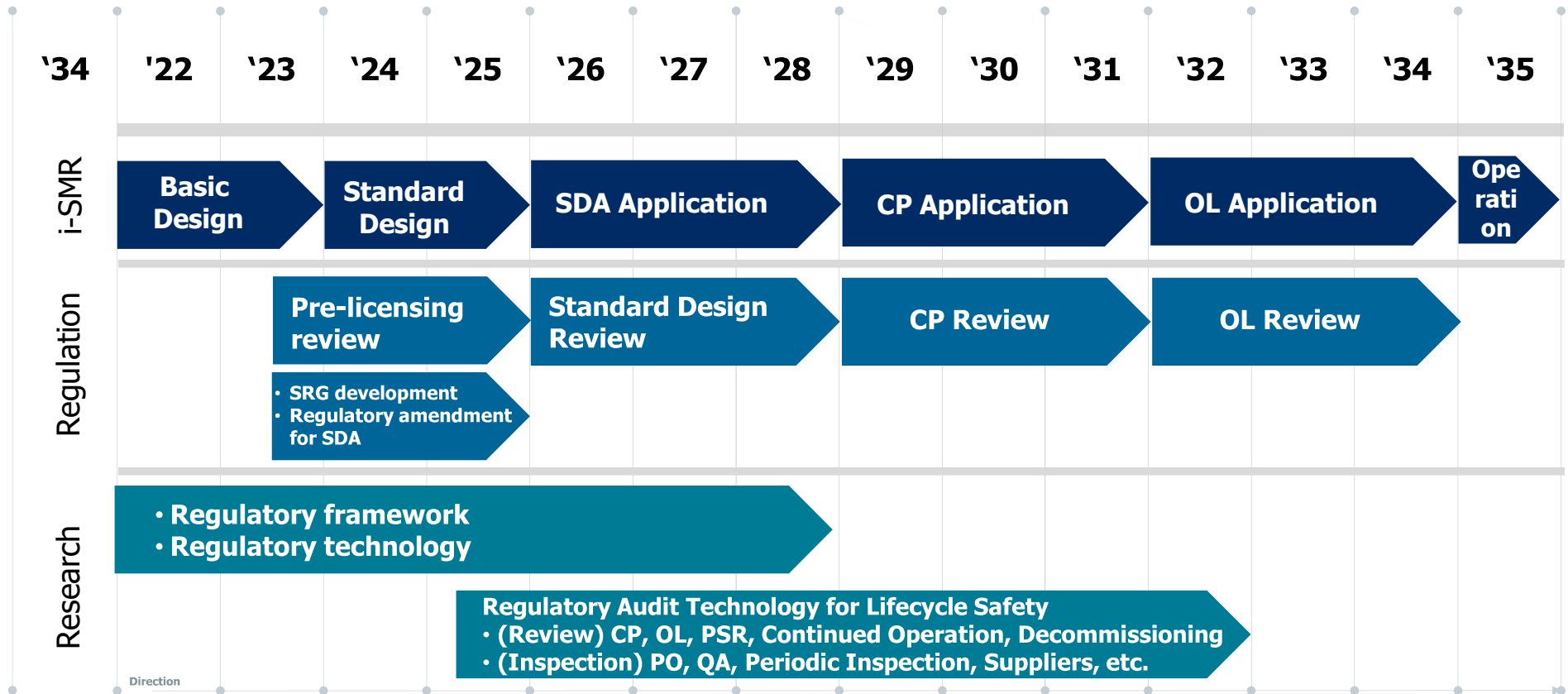
규제 R&D 수행

- ◆ 설계특성의 안전성 확인에 필요한 과학기술적 근거 마련을 위해 규제체계 개선방안, 규제기술 개발 등 연구수행
- ◆ 중소형원자로 안전규제 기반기술 개발 ('22~'28)
 - (규제기술 개발) 안전성 평가 및 검증 방법론 개발
 - (사전설계검토) 규제기준 적용성, 안전성 입증방안 검토, 현안별 규제입장(안) 마련 등
 - (SMR 규제 체계(안) 개발) 법·령규칙·고시·심사지침·제개정 사항 도출

규제기준 정비

- ◆ 법률개정, 규칙, 고시 기술기준 정비, 심사지침·제개정

I-SMR 심사계획



➤ 개발자 제출 문서

✓ 전력등급분류, 가연성기체제어 등 기술보고서 제출

- 전력등급분류에 PSA를 통한 신뢰성 입증 등 격차 해소방안으로 일부 PSA 활용

➤ 규제 R&D 대응

✓ PSA 관련 규제기술개발과제 총4건

▪ **경수형 SMR 리스크 평가 규제기반기술 개발**

▪ 경수형 SMR 중대사고 평가 규제검증 기반기술 개발

▪ 경수형 SMR 사고시 방사선원향평가 규제검증 기반기술 개발

▪ 경수형 SMR 방사선비상계획 관련 규제현안 대응기술 연구

▪ 경수형 SMR 구조물·계통·기기의 안전등급 평가 규제기반 기술 개발

NUSCALE FSAR Chapter 19

eRAI Public Report for Website



Application Title: NuScale Standard Design Certification - 52-048

Question Number	NRC Letter No	System RAI No	Question Type	Sensitivity	Question Status	Issue Type	Issue Number	SRP Section	Tech Branch	RAI Issue Date	RAI Accession Number	Response Date	Response Accession Number
18-8	277	8747	Std. Design	N/A	Resolved - Closed	None		Human Factors Engineering	HOIB	11/3/17	ML17307A447	1/10/18	ML17354A845
18-9	277	8747	Std. Design	N/A	Resolved - Closed	None		Human Factors Engineering	HOIB	11/3/17	ML17307A447	1/10/18	ML17354A845
19.01-1	83	8899	Std. Design	N/A	Resolved - Closed	None		Determining the Technical Adequacy of Probabilistic Risk Assessment Results for Risk-Informed	SEB	7/7/17	ML17188A272	9/1/17	ML17244A895
19.01-1	83	8899	Std. Design	N/A	Resolved - Closed	None		Determining the Technical Adequacy of Probabilistic Risk Assessment Results for Risk-Informed	SEB	7/7/17	ML17188A272	12/7/17	ML17331F460
19.01-10	83	8899	Std. Design	N/A	Resolved - Closed	None		Determining the Technical Adequacy of Probabilistic Risk Assessment Results for Risk-Informed	SEB	7/7/17	ML17188A272	9/1/17	ML17244A895
19.01-11	83	8899	Std. Design	N/A	Resolved - Closed	None		Determining the Technical Adequacy of Probabilistic Risk Assessment Results for Risk-Informed	SEB	7/7/17	ML17188A272	9/1/17	ML17244A895
19.01-12	83	8899	Std. Design	N/A	Resolved - Closed	None		Determining the Technical Adequacy of Probabilistic Risk Assessment Results for Risk-Informed	SEB	7/7/17	ML17188A272	9/1/17	ML17244A895
19.01-13	83	8899	Std. Design	N/A	Resolved - Closed	None		Determining the Technical Adequacy of Probabilistic Risk Assessment Results for Risk-Informed	SEB	7/7/17	ML17188A272	9/1/17	ML17244A895
19.01-14	83	8899	Std. Design	N/A	Resolved - Closed	None		Determining the Technical Adequacy of Probabilistic Risk Assessment Results for Risk-Informed	SEB	7/7/17	ML17188A272	9/1/17	ML17244A895
19.01-14	83	8899	Std. Design	N/A	Resolved - Closed	None		Determining the Technical Adequacy of Probabilistic Risk Assessment Results for Risk-Informed	SEB	7/7/17	ML17188A272	12/7/17	ML17331F460

12/12/2019

**--Status is not a final determination by NRC.

135

Issued/Waiting for Response - The question has been issued to the applicant and the NRC is waiting for a response from the applicant. This can be for a new RAI question or for a follow-up question

In Evaluation - The applicant has provided a response to the question and it is in evaluation by the NRC.

Confirmatory Action - The applicant has responded to the question. The NRC has reviewed and agrees with the response and the proposed markups, but some action is needed as part of the response is not complete (e.g., FSAR change has not been formally submitted).

Resolved - Closed - The NRC has accepted the response and no additional issues or concerns are remaining for that question.

Unresolved - Closed - The applicant has provided a response to the question, but the response did not adequately resolve the issue and the staff has issued a follow-up question.

➤ PRA Validation and Regulatory Justification

- ✓ PRA 입력 가정, 모델링 범위, 모델링 적합성에 대한 명확화
- ✓ 패시브 기능 실패에 대한 PRA 가정의 현실성
- ✓ PRA 모델에 포함된 불확실성 요소와 해당 영향 분석 (uncertainty analysis)

➤ Multi-Module

- ✓ Multi-Module에 동시에 영향을 줄 수 있는 사고 가능성 (LOOP, SBO, DC 상실, 내부화재 및 침수 등)
- ✓ 외부사건이 Multi-Module에 미치는 영향
- ✓ 복구 전략 및 운영 절차의 적절성
- ✓ 크레인 구조물 붕괴 등으로 인한 다수모듈 영향

➤ Severe Accident Analysis and Mitigation

- ✓ 격납건물 위협요인 및 Screening

➤ Seismic Margin and Structural Integrity

경수형 SMR PSA 고려사항 및 제안

▶ 주요 고려사항

Passive Safety System	Multi-Module 운전 특성
<ul style="list-style-type: none"> ✓ SMR은 자연현상 기반 수동 시스템 → 기존 PSA로 신뢰도 평가 어려움 → 물리기반 모델링 또는 새로운 확률 기법 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 다수 모듈의 병렬 운영에 따른 상호 의존성 모델링 ✓ 사고 시 공통원인(Common Cause) 고려 ✓ Risk aggregation 방식 정립 필요
Source Term & 방사선 영향평가	인간신뢰도 평가(HRA) 불확실성분석
<ul style="list-style-type: none"> ✓ 소형·밀폐형 구조 → 방출 경로·양이 기존과 상이 → SMR 특성 반영한 소스텀 모델 	<ul style="list-style-type: none"> ✓자동화 ↑, 수동 개입 ↓ → 기존 HRA 모델 적용 한계 → 새로운 HRA 방법론

▶ 결론 및 제안

- ✓ 기존 PSA 모델의 일부 보완 필요
- ✓ 기존 PSA 적용의 한계를 보완할 기술적 근거자료, 모델링 근거, 실험/시뮬레이션 결과 확보 필요
- ✓ 개발자의 조기참여로 잠재적 현안 해결 및 방법론 수용성 확보



KINS is a Cornerstone for a Safe Korea

III. 비경수형 SMR 규제 준비 현황

◆ USNRC SMR 규제체계 현황

- 기존 법령 기반
 - 10CFR Part50 Appendix A : GDC(General Design Criteria)를 비경수로 설계에 맞게 적용하는 지침을 RG 1.232를 통해 제시('18.4.)
 - ❖ GDC 항목별 PDC(Principal Design Criteria) 지침을 기술중립적인 신형로, 소듐냉각고속로 (SFR) 및 고온가스로(HTGR)에 대해 표 형태로 제시
 - ❖ GDC 대비 차이점 및 노형별 신규 설계기준(SFR-DC, HTGR-DC) 항목 포함

- 신규 법령 제정 준비
 - 원자력 혁신 및 현대화법(NEIMA Section 103(a)(4)기술범용 규제체계)에 따라 신규 상용 신형로의 인허가 신청에 선택적으로 사용할 수 있는 'TI-RIPB' 규제체계 수립 중
 - ❖ 10CFR Part 53(Risk Informed, Technology-Inclusive Regulatory Framework for Advanced Nuclear Reactors) 규칙제정 중('20.4.~'27.12.31.)

◆ 비경수형 SMR 규제연구 추진

- (기초기반 R&D) 해외사례 조사 등 산·학·연 중심의 기초·기반 연구 착수
- (검증기반 R&D) 인허가 수요 대비 규제전문기관이 직접 참여하는 검증기반 연구 신규 추진

◆ 단계적 규제체계 정비

- (단기) 기존 규제체계를 활용한 심사 이행이 가능하도록 부분 정비
- (중장기) 기술포용적 규제체계 도입 방안 검토

◆ 사전설계검토 운영방안 마련

- 다양한 비경수형 SMR의 인허가 이전 단계 검토 수요에 대비

◆ 비경수형 SMR 워킹그룹 구성·운영

비경수형 SMR PSA 고려사항 및 제안

➤ 주요 고려사항

Risk Metrics	인간신뢰도 분석
<ul style="list-style-type: none"> • CDF, LERF 대체지표 도입 필요성 ☞ Frequency of Offsite Radiological Releases Fuel Integrity Loss Frequency (FILF) 등 	<ul style="list-style-type: none"> • 운전원 조치의 유형과 시점, 중요성이 기존과 상이 • 사고 진행 속도와 대응 시나리오 상이 • 경보 시스템과 정보제공 방식의 차이 • 운전 절차의 불확실성과 다양성
신뢰도 데이터	불확실성 고려
<ul style="list-style-type: none"> • 운전경험 부족으로 인한 데이터 부재 • 각 원자로 유형에 따라 요구되는 신뢰도 데이터 상이 • 기존 LWR 데이터는 대부분 직접적 적용이 불가 • 노형별 시험/실증/시뮬레이션 통해 데이터 생성 필요 ☞ 데이터 신뢰도, 출처, 적용 가능성에 대한 정당화 필요 	<ul style="list-style-type: none"> • 설계 및 모델 불확실성 • 데이터 불확실성 • HRA 불확실성 등 ☞ 불확실성을 명확히 정의하고, 분석에 반영

➤ 결론 및 제안

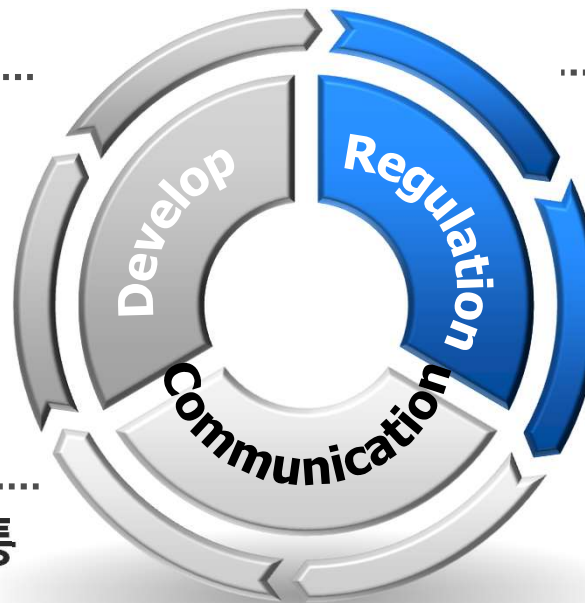
- ✓ 노형에 따른 Risk Metrics 정의 및 조기 협의
- ✓ 불확실성 처리 방식에 대한 계획 수립
- ✓ Passive Safety System 등 FOAK 기술에 대한 성능 입증 시험 및 모델 기반 해석 결과의 반영 방안
- ✓ 개발자의 조기참여로 잠재적 현안 해결 및 방법론 수용성 확보

- SMR 규제 준비는 기존 원전과 다른 설계적 특성과 불확실성에 대한 수용적 접근이 요구됨
 - 경수형 SMR은 기존 규제체계를 기반으로 적용 가능하나 일부 고려사항 존재
 - 비경수형 SMR은 새로운 Risk Metrics 정의, Passive System과 FOAK(First Of A Kind) 기술의 불확실성 해석 및 검증 기반 확보 필요 등 다양한 고려사항이 필요

.....
적극적인 조기 참여

new methodology and
safety issues

.....
상호간 원활한 의사소통



.....
안전하고 유연한 규제

Thank you for your attention.



KOREA
ATOMIC
ENERGY
RESEARCH
INSTITUTE

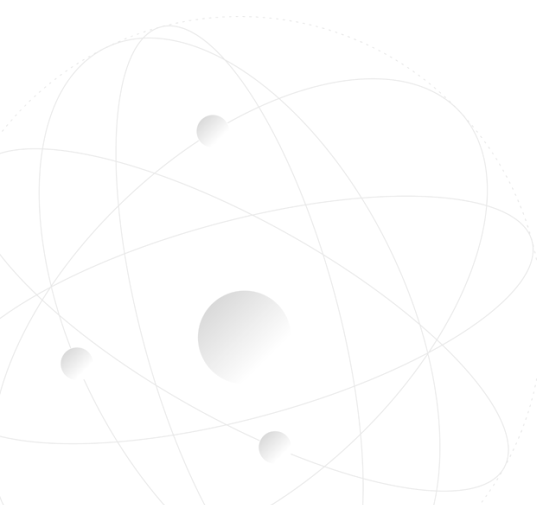
혁신형 SMR PSA 수행 현황

리스크평가연구부

박진희, 박종우

목 차

- 피동형 원자로 개요
- 혁신형 SMR 개요
- 혁신형 SMR PSA 수행 현황
- 요약



Background

원자력발전소 설계에 큰 영향을 중대사고

- TMI-2 accident (1979)
- Chernobyl disaster (1986)
- Fukushima accident (2011)

Passive Safety Systems 도입

- 외부 전원이나 능동계통 작동 없이 중력, 부력, 자연 순환 등의 물리적 법칙을 이용해 안전 기능을 수행하는 시스템 도입
- 초기 원자로 설계에서는 제한적으로 적용되었지만, 1980년대 이후 사고 대응 능력을 개선하기 위해 적극 도입

Benefits of Passive Systems

-  Increased Safety
-  Reduced Complexity
-  Improved Reliability
-  Simplified Maintenance

피동형 원자로 개요

key concepts in design of passive systems

PWR (Pressurized Water Reactor) 초기 모델

- Passive Accumulators(SITs): LOCA 발생 시 중력으로 자동 냉각수 주입.

BWR (Boiling Water Reactor) 초기 모델

- Natural Circulation in Containment: 자연 대류를 활용한 잔류열 제거.
 - Isolation Condenser System

1980년대~1990년대

- Natural Circulation: Enhanced designs to remove decay heat using buoyancy and convection, reducing reliance on pump-driven circulation.
- Gravity-Driven Systems: Integration of water injection mechanisms that operate solely on gravity for emergency core cooling.

2000년대 이후

- Passive Cooling Loops: Utilizing natural circulation to remove heat even in the absence of active pumping.
- Gravity-Driven Injection Systems: Ensuring steady supply of coolant during transients without relying on external power sources.
- Passive Containment Cooling: Relying on natural heat dissipation methods to maintain containment integrity after an accident.

피동형 원자로 개요

1980~1990년대

Westinghouse AP600

- Passive Residual Heat Removal System (PRHRS): 펌프 없이 자연 순환을 통한 열 제거.
- Passive Containment Cooling System (PCCS): 격납용기 냉각을 위한 자연 대류 및 응축 활용.

GE SBWR (Simplified Boiling Water Reactor)

- Isolation Condenser System (ICS): 자연 응축을 이용한 잔류열 제거.
- Automatic Depressurization System (ADS): 자연 순환 강화를 위한 자동 감압 시스템.

EP1000 (European Passive Plant 1000)

- Passive Residual Heat Removal System (PRHRS), Passive Containment Cooling System (PCCS) 적용.

ATMEA1 (프랑스-일본 공동 개발 원자로)

- Passive Emergency Core Cooling System (PECCS), Passive Containment Cooling 적용.

Advanced VVER

- Gravity-Driven Safety Injection: 냉각수 자동 주입.

피동형 원자로 개요

- 2000년대 이후
 - Westinghouse AP1000
 - PRHRS, PCCS, Gravity-Driven Injection 등 자연 순환 기반 시스템 적용.
 - APR-1400 (한국형 원자로)
 - In-Containment Refueling Water Storage Tank (IRWST): 중력 기반 비상 냉각수 공급.
 - External Reactor Vessel Cooling System (ERVCS): 원자로 외벽을 통한 수동 냉각.
 - GE-Hitachi ESBWR
 - 자연 순환 냉각 및 증기 응축을 통한 격납 냉각 시스템 도입.
 - VVER-1200 (러시아 원자로)
 - Passive Heat Removal System (PHRS), Gravity-Driven Emergency Cooling System 적용.

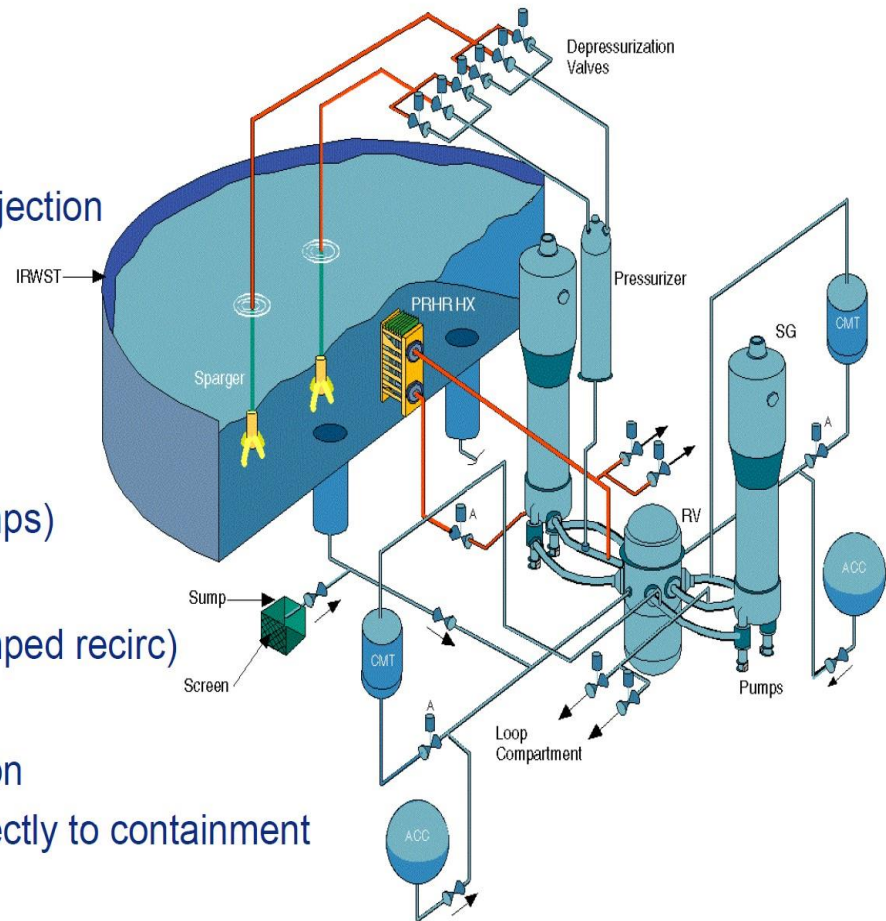
Westinghouse AP1000(AP600)

● PRHR Heat Exchanger

- Natural circulation heat removal

● Passive Safety Injection

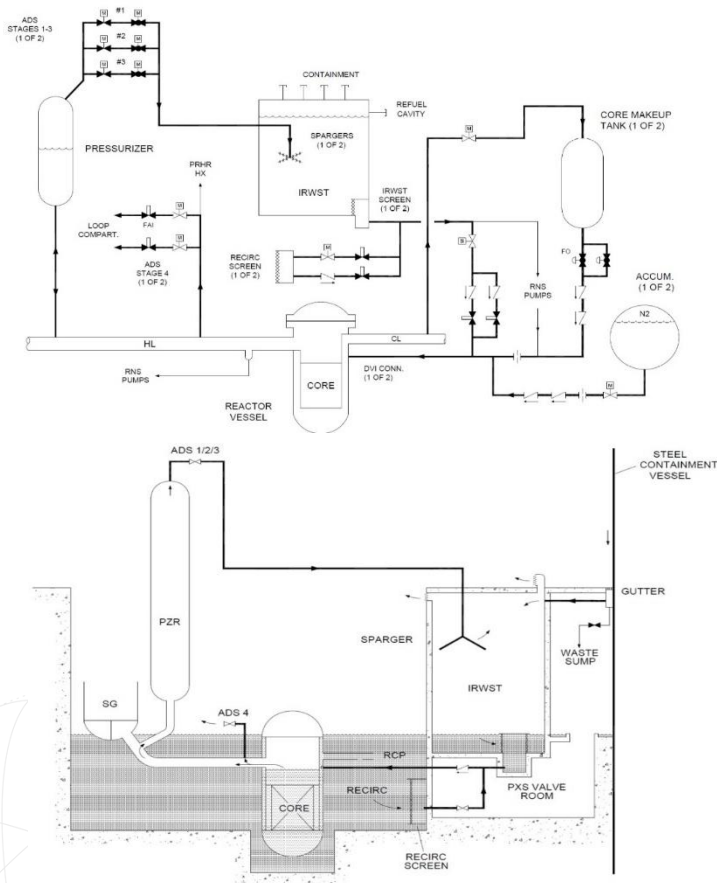
- Core Makeup Tanks (CMT)
 - Full RCS pressure, natural circ. injection
 - Replace HHSI pumps
- Accumulators
 - Similar to current plants
- IRWST Injection
 - Low pressure (replaces LHSI pumps)
- Containment Recirculation
 - Gravity recirculation replaces pumped recirc)
- Automatic RCS Depressurization
 - Staged, controlled depressurization
 - Stages 1-3 to IRWST, stage 4 directly to containment



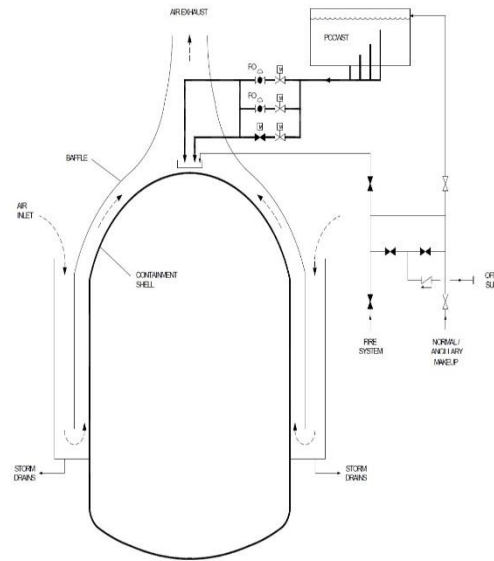
피동형 원자로 개요



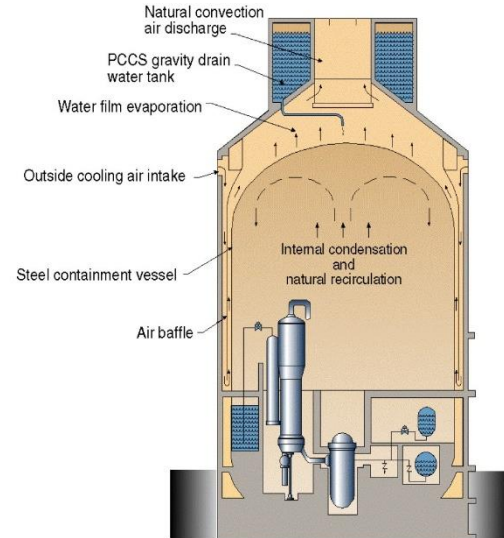
Westinghouse AP1000



Passive residual heat removal (PRHR) system



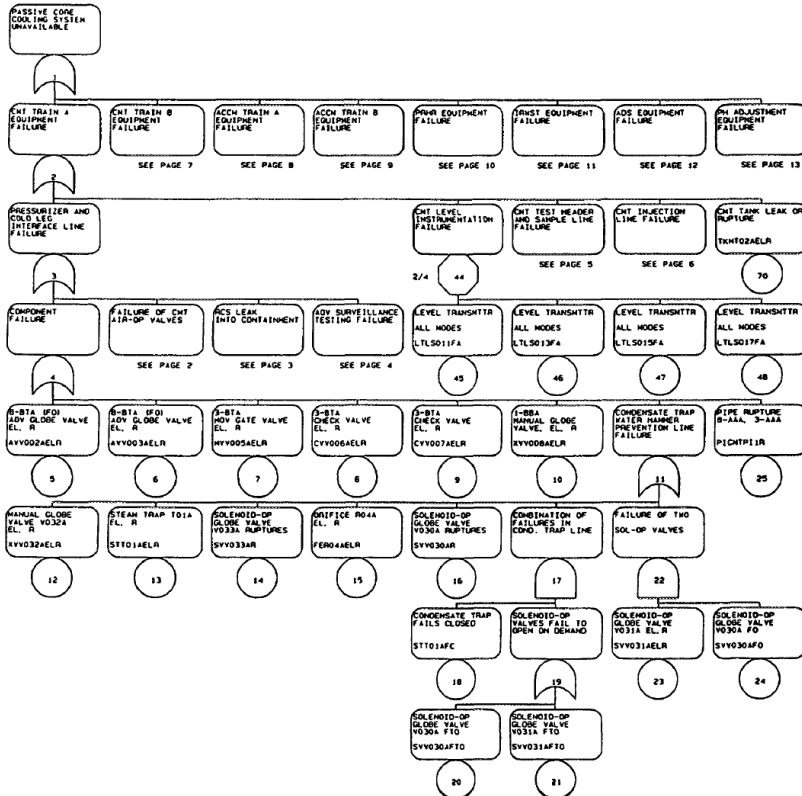
Containment and passive containment cooling system (PCCS)



피동형 원자로 개요

Westinghouse AP600 * /AP1000

APPENDIX B: AP600 PASSIVE CORE COOLING SYSTEM FAULT TREE



SYSTEM UNAVAILABILITY (Q) = 9.877E-04

COMP. IDENTIFIER (BASIC EVENT)	COMPONENT DESCRIPTION	IMPORTANCE (%DECREASE)	# OF C.S.	DECREASE IN Q	BASIC EVENT PROBABILITY	
1	AVV108AELRILSO	Air op. vlv V108A failure	12.15	1	1.2000E-04	1.2000E-04
2	AVV108BELRILSO	Air op. vlv V108B failure	12.15	1	1.2000E-04	1.2000E-04
3	SVV021AELR	Solenoid op. vlv V021A failure	2.35	1	2.3200E-05	2.3200E-05
4	SVV021BELR	Solenoid op. vlv V021B failure	2.35	1	2.3200E-05	2.3200E-05
5	SVV007AELR	Solenoid op. vlv V007A failure	2.35	1	2.3200E-05	2.3200E-05
6	SVV007CELR	Solenoid op. vlv V007C failure	2.35	1	2.3200E-05	2.3200E-05
7	QVV004AFTO	Squib vlv V004A fail to open	1.21	1	1.2000E-05	1.2000E-05
8	QVV004CFTO	Squib vlv V004C fail to open	1.21	1	1.2000E-05	1.2000E-05
9	QVV004BFTO	Squib vlv V004B fail to open	1.21	1	1.2000E-05	1.2000E-05
10	QVV004DFTO	Squib vlv V004D fail to open	1.21	1	1.2000E-05	1.2000E-05
11	QVV004AELR	Squib vlv V004A ex. leak/rupt.	.97	1	9.6000E-06	9.6000E-06
12	QVV004CELR	Squib vlv V004C ex. leak/rupt.	.97	1	9.6000E-06	9.6000E-06
13	QVV004BELR	Squib vlv V004B ex. leak/rupt.	.97	1	9.6000E-06	9.6000E-06
14	QVV004DELR	Squib vlv V004D ex. leak/rupt.	.97	1	9.6000E-06	9.6000E-06
15	QVV301AELR	Squib vlv V301A ex. leak/rupt.	.97	1	9.6000E-06	9.6000E-06
16	QVV301BELR	Squib vlv V301B ex. leak/rupt.	.97	1	9.6000E-06	9.6000E-06
17	RIRIA160ALL	Containment rad. sensor RIA160	.87	3	8.5800E-06	1.6900E-03
18	RIRIA161ALL	Containment rad. sensor RIA161	.87	3	8.5800E-06	1.6900E-03
19	RIRIA162ALL	Containment rad. sensor RIA162	.87	3	8.5800E-06	1.6900E-03
20	RIRIA163ALL	Containment rad. sensor RIA163	.87	3	8.5800E-06	1.6900E-03
21	OVV306FELR	Press. ctrl op. vlv V306T fails	.80	1	7.8700E-06	7.8700E-06
22	AVV002AELR	Air op. vlv V002A failure	.73	1	7.2400E-06	7.2400E-06

* IAEA, "Technical feasibility and reliability of passive safety systems for nuclear power plants", TECDOC-920, (1994)

GE SBWR/ESBWR

Passive systems consist of:

- Gravity driven cooling system,
- Automatic depressurization system (ADS),
- Isolation condenser system (ICS),
- Standby liquid control system,
- Passive containment cooling system,
- Suppression pool.

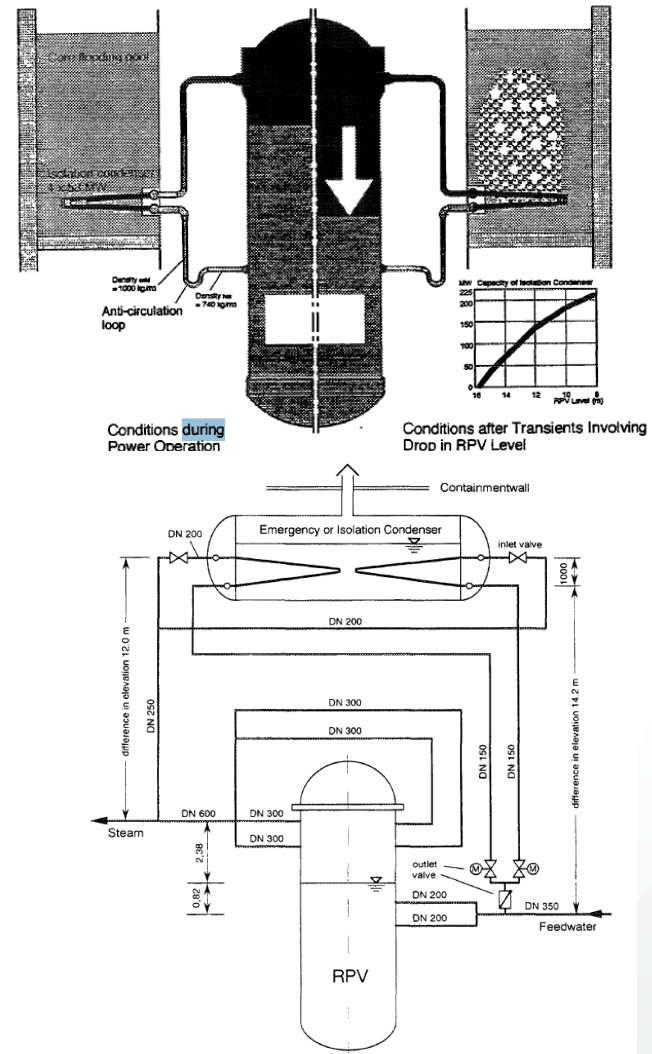


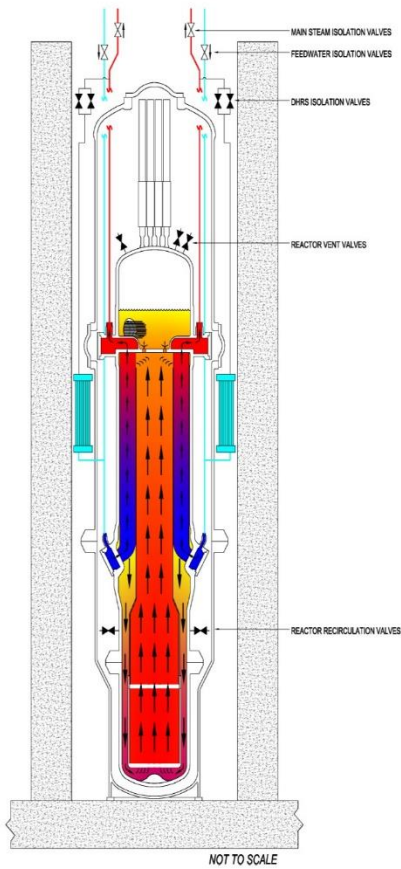
Figure 2
KRB - A Emergency condenser diagram

피동형 원자로 개요

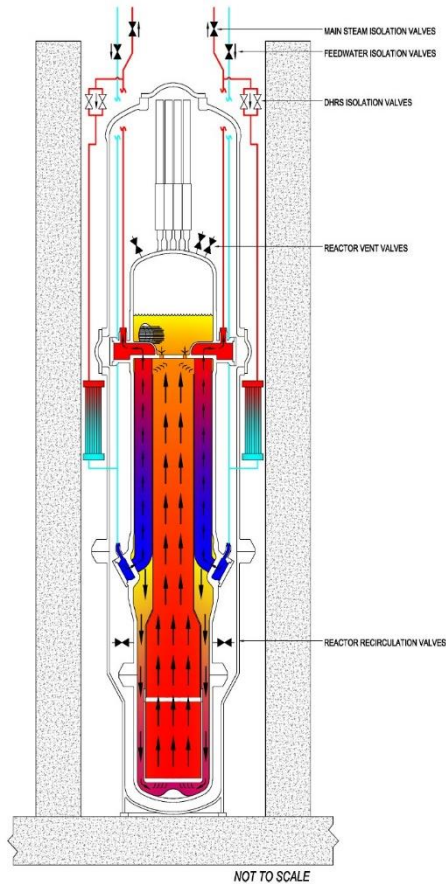


Overview of NuScale Safety System

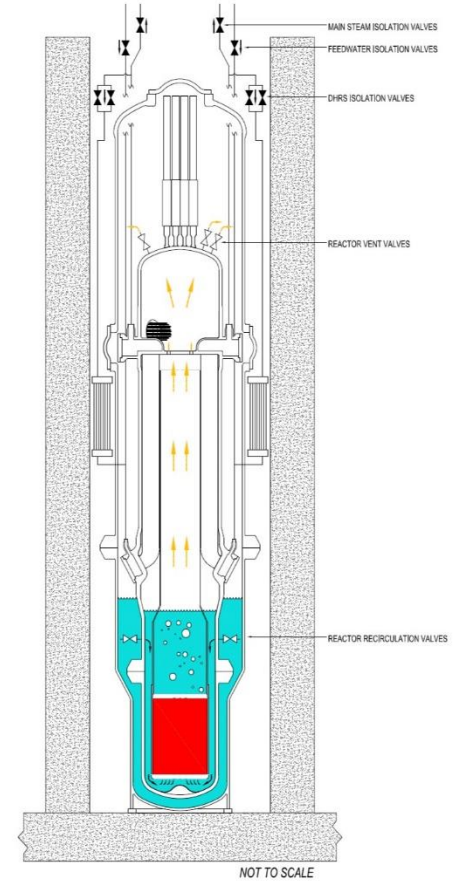
Normal Operation



Transient Mitigation



LOCA Mitigation

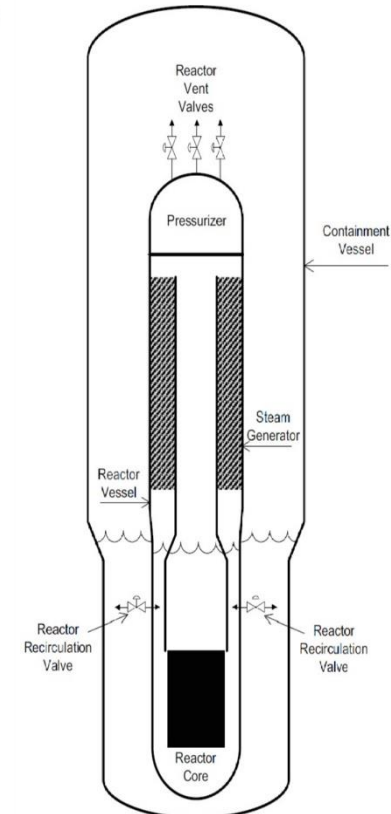
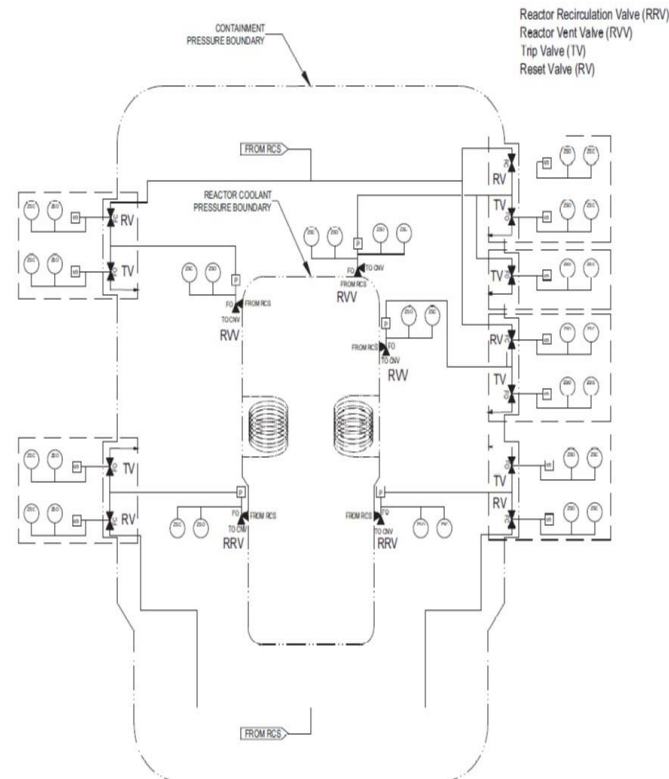


피동형 원자로 개요

NuScale Safety System

ECCS

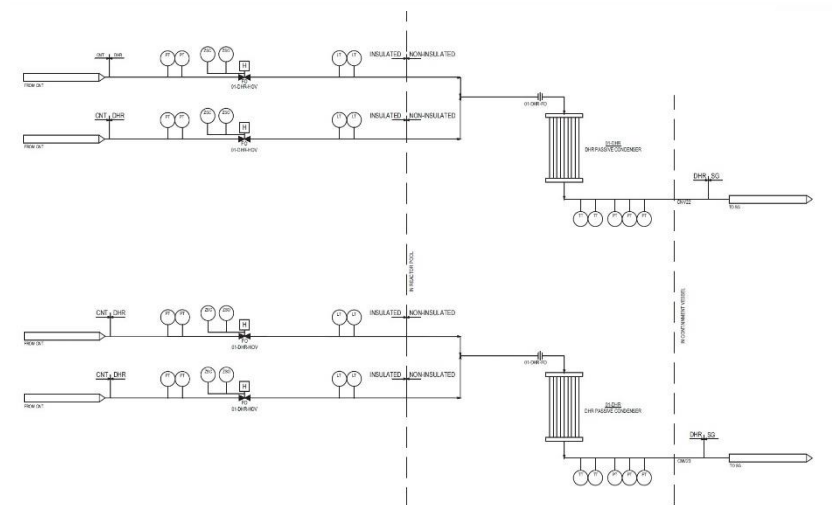
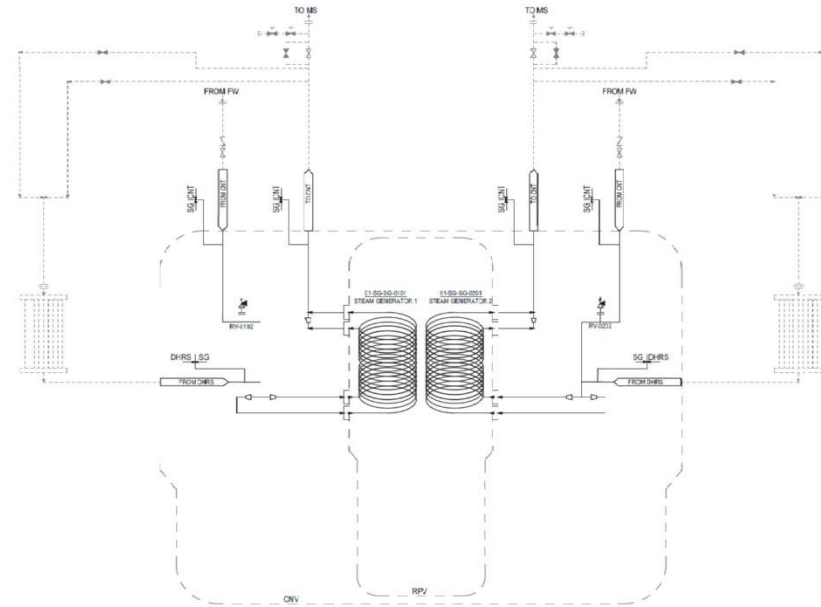
- 5 Main Valve
 - 3 RVVs, 2 RRVs
 - power-actuated relief valve that is hydraulically closed, spring-assist to open, normally closed, and fails open.
 - IAB(inadvertent actuation block) function
 - reduce the frequency of inadvertent operation (opening) of the main valve during
 - a block valve with a spring-loaded disc that functions to block venting of the main valve control chamber when the **RPV to CNV differential pressure** is above a predetermined threshold.
- 2 Rx Safety Valve(RSV)



NuScale Safety System

DHRS

- Main Function
 - Remove post-reactor trip residual and core decay heat from operating conditions and transition the NPM to safe shutdown conditions without reliance on external power.
- Composition(Independent 2 trains)
 - 2 Passive Condenser
 - Actuation Valves(2 Iso. Valve/train)
 - Steam inlet/discharge line
 - Valves and Instrumentation, etc.



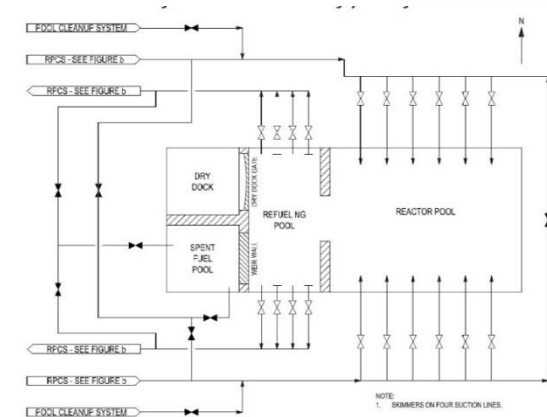
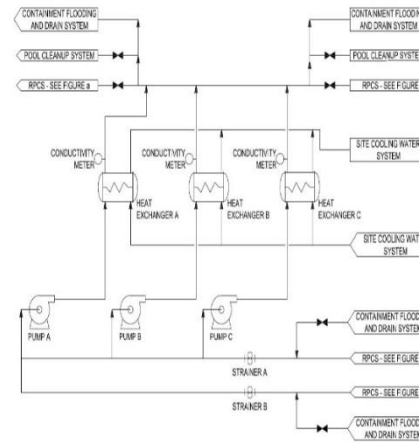
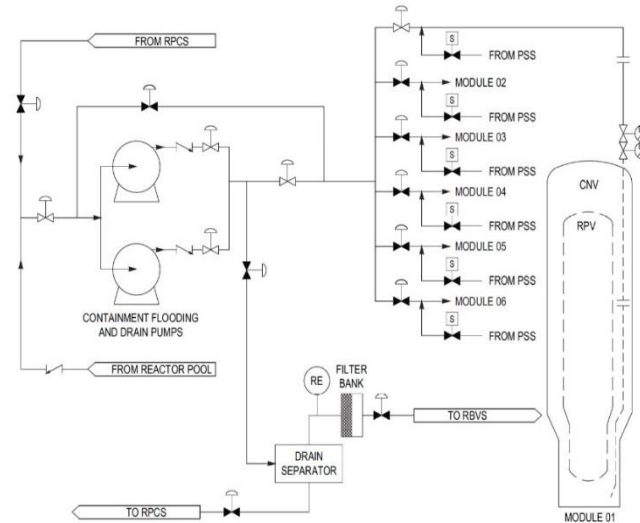
NuScale Auxiliary System

CFDS(Containment Flooding and Drain System)

- Main Function
 - Flood a CNV with borated reactor pool water after shutdown in preparation for NPM refueling and to drain water back to the reactor pool in preparation for NPM startup.
 - Flood water to a CNV during a beyond design basis event.
- Composition(Independent 2 trains)
 - CFDS Pump
 - Drain Separator Tank

RPCS(Reactor Pool Cooling System)

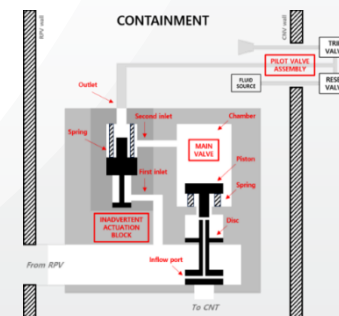
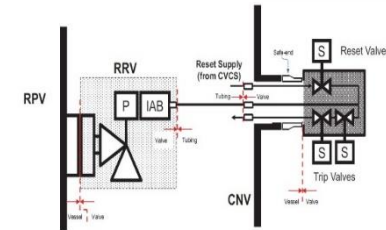
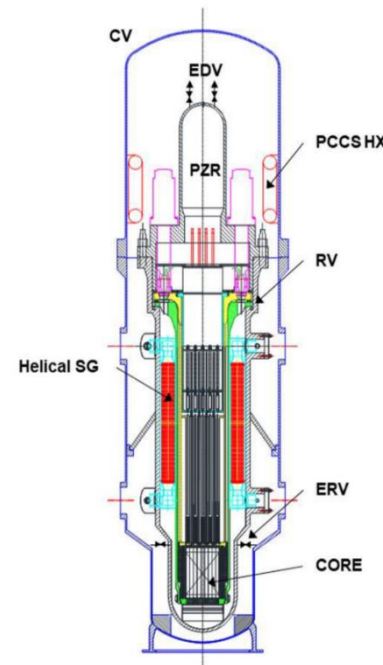
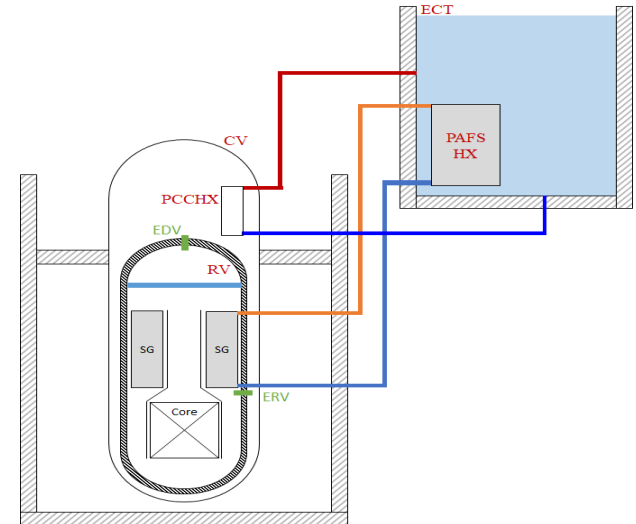
- Main Function
 - Maintains the water temperature of the reactor pool and RFP during normal operations by removing heat from the operating NPMs and from a disassembled NPM during refueling.
 - Back-up water to CFDS
 - Back-up to SFPCS



피동형 원자로 개요

i-SMR Safety System

System	Description
PAFS * Passive Auxiliary Feedwater System	<ul style="list-style-type: none"> Passive, ≥ 1 month w/o refill 4 trains PAFS Hx(in 2 ECT Tank)8 8 MF/MS isolation Valve(4 MS/MF Pipe) Fail-safe Valve <p>: RCS to safe shutdown condition within 36 hours after accident initiation and maintains safe shutdown condition for at least 1 month(TBD).</p>
PECCS * Passive Emergency Core Cooling System	<ul style="list-style-type: none"> passive, ≥ 1 month w/o refill(TBD) 2 trains (2 EDVs & ERVs at RPV) Fail-safe valve
PCCS * Passive Containment Cooling System	<ul style="list-style-type: none"> 2 trains 4 PCCS Hx(in CV), 2 ECT(UHS) No Valve(TBD) * 2 PCCS Hxs in CV(2 train)
Emergency AC Power	<ul style="list-style-type: none"> Not applicable * Safety DC power systems are equipped • 6 125V DC Bus(TBD) powered by 2 BAT. Charger for each bus • non-safety 2 ADGs & 1 BSG • 2 6.9kV SWGR, LCs & MCCs
BOP	<ul style="list-style-type: none"> MMPS NRHRS Power Conversion System

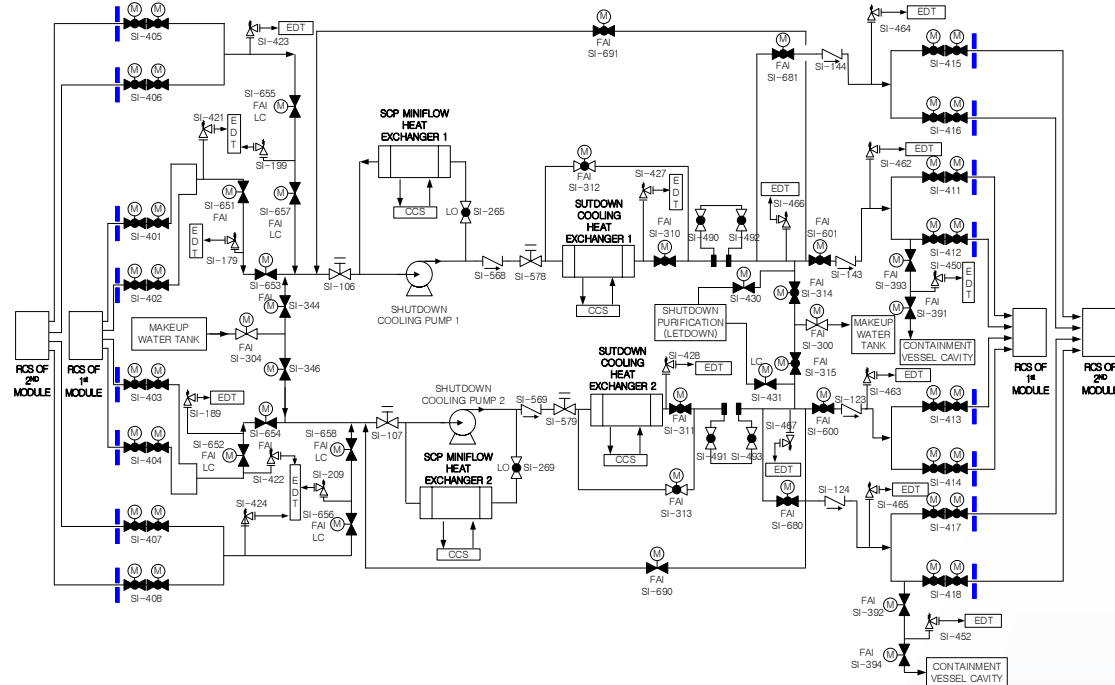


피동형 원자로 개요

i-SMR 보조계통

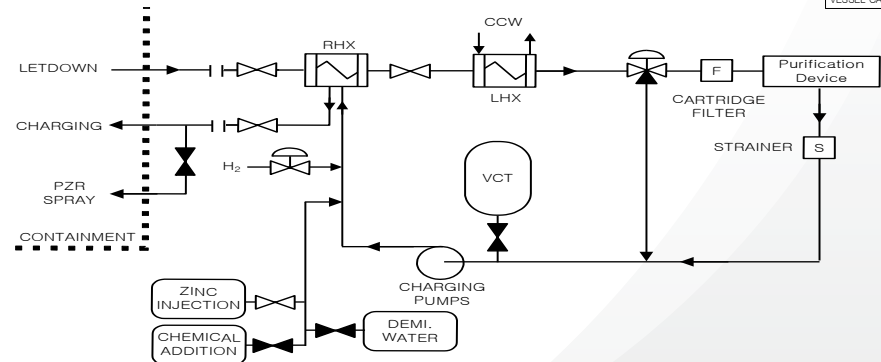
NRHRS

- 안전정지에서 재장전 온도 냉각 기능
- 2-계열 구성
 - 모듈 공유 방식 등
 - MMPS 배관 공유(TBD)
- 정상 운전
 - 기존 상용원전과 동일
 - 176°C (350°F) / 3.1 MPa (450psia)
 - 안전정지(safe shutdown) → 재장전 온도
- CV 충수 기능
 - 중대사고 대비, CV 충수 유로
 - RV 충수 가능
- 계통
 - 2 NRHRS Pump
 - 2 Hx
 - 2 Suction/discharge 배관



MMPS

- RCS 체적제어, 수화학조절, 가압기 살수
- 모듈당 1계 계열(2 MMPS Pp)
 - 상용원전과 유사



i-SMR PSA



i-SMR 초기사건 예비분석

- **냉각재상실사고**
 - CV내 1차 계통경계 배관 파단 LOCA
 - CV외부 1차 계통경계 배관 파단 LOCA: 격리고려
 - EDV/ERV 오동작 LOCA
 - 기계적 오동작에 의한 LOCA
 - Fail-safe 기능에 의한 보조계통의 고장으로 인한 오동작: 125V DC 상실
 - 증기발생기 세관 파열 : 격리 고려
 - 기타 RCS 압력경계 관련 LOCA
 - PSV(POSRV), RCGVS 및 기타 관련 계측 배관등
 - CV외부 1차 계통경계 배관 파단 LOCA: ISLOCA
 - **사고완화 필요(MMPS & NRHRS)**

- **과도사건(Transient)**
 - 대형 2차측 배관 파단사고
 - CV 내외부 2개로 분류
 - 일반과도사건
 - 사고후 사고완화기기의 영향 없는 발전소 정지사건
 - 급수상실사건, 복수기 상실사건, 불시 원자로 및 터빈 정지
 - 소외전원상실사건
 - 4개 모듈 동시사고(TBD)
 - LOOP Recovery 고려
 - **NRHRS 및 PECCS 개방 방지**
 - 보조계통 상실사건
 - 각 보조계통의 영향에 따라 원자로정지, 사고완화계통 영향 고려
 - 6.9kV SWGR 전원상실(4)
 - 125V DC 전원상실(6, TBD)
 - CCWS 냉각상실(EWS 포함)
 - HVAC, 480V LC/MSS 상실 사건(TBD)

- **파생사건**
 - 정지불능 과도사건(TBD)
 - Consequential SGTR(LSSB사고 사건수목에 모델)
 - SBO(LOPP ET에 포함)

- **기타**
 - SMR 특성 반영
 - GTRN or SUPP 추가 분석

초기사건 범주	초기사건(사건 명)		
LOCA	1	Small LOCA in CV	%ELOCA-INCV
	2	Small LOCA out CV	%ELOCA-OUTCV
	3	ECCS Spurious Operation(EDV)	%ELOCA-EDV
	4	ECCS Spurious Operation (ERV)	%ELOCA-ERV
	5	Steam Generator Tube Rupture	%ELOCA-SGTR
	6	RCS LOCA in CV	%ELOCA-RCS
	7	Interfacing System LOCA	%ELOCA-ISLOCA
	8	LOCA-LODC	%ELOCA-LODC
Transient	1	LSSB in CV	%LSSB-INCV
	2	LSSB out CV	%LSSB-OUTCIV
	3	Loss of Offsite Power(1 Module)	%LOOP-P
	4	Loss of Offsite Power(4 Module)	%LOOP-T
	4	Loss of Component Cooling/Service Water	%LOCCW
	5	General Transient	%GTRN
	6	Loss of Main Feedwater	
	7	Loss of Condenser Vacuum	
	8	Loss of Instrument Air System	
	9	Loss of HVAC	
	10	LOKV (6.9kV A)	
	11	LOKV (6.9kV B)	
	12	LODC (125V A)	%SUPP(TBD)
	13	LODC (125V B)	
	14	LODC (125V C)	
	15	LODC (125V D)	
	16	LODC (125V common)	
17	LODC (125V common)		
기타	18	CV Isolation, Secondary System Isolation 등	% ETC (TBD)

i-SMR PSA



Passive Rx IEs Comparison

Initiating Events	AP1000	SMART	NuScale	i-SMR
RVR	Y	Y(RCP)	N/A	Y(RCP)-TBD
LLOCA	Y	N/A	N/A	N/A
MLOCA	Y	N/A	N/A	N/A
SLOCA	Y	Y(2 SLOCA)	Y(3 SLOCA)	Y
ISLOCA	Y	Y	Include SLOCA	Y
ADS open	Y	Include SLOCA	Y	Y
SGTR	Y	Y	Y	Y
MSLB	Y(3 IEs)	Y(3 IEs)	Y	Y(2 IES)
LOMF	Y	Y	Y	Y
LOCV	Y	LOMF에 포함	LOMF에 포함	?
LOOP	Y	Y	Y	Y
Loss of Support system	Y	Y	Y	Y
ATWS	Y	Y	N/A	Y
MSHR	N/A	Y	N/A	Y
CDF	2.42E-7/year	8.49E-8/year	6.0E-9/year	<1.0E-9/year

i-SMR PSA



Accident Sequence Analysis

- Event Tree development based on 4 CSFs(Critical Safety Function)

Initiating Event	CSF 1	CSF 2	CSF 3	Long-Term Cooling	Result
	RSS	PECCS(POSRV)/P CCS	PAFS/NRHRS	N/A(TBD)	End State

Critical Safety Function(CSF)	Needed Mitigation System for SMR
Reactivity Control (CSF 1)	- RRS & manual Trip - SSS(TBD), DPS(N/A)
Inventory Control (CSF 2)	- Passive PECCS & PCCS with LOCA isolatopn - Alternative Injection by NRHRS
RCS Pressure Control/Decay Heat Removal (CSF 3)	- PAFS with ECT & MFWS(TBD) - Feed & Bleed by manual for Transient
Long-term Heat Removal (CSF4)	N/A(ignored, TBD)

- Mission Time
 - TBD(72 hrs)
- Stable condition(end-state)
 - Maintain Safe shutdown(by RCS Temp < 215°C) by PAFS & ECT
 - Maintain RCS inventory
 - EDV(or PORV), ERV & Cooling(PCCS) by ECT
 - EDV & NRHRS Injection by PAFS Cooling(TBD)

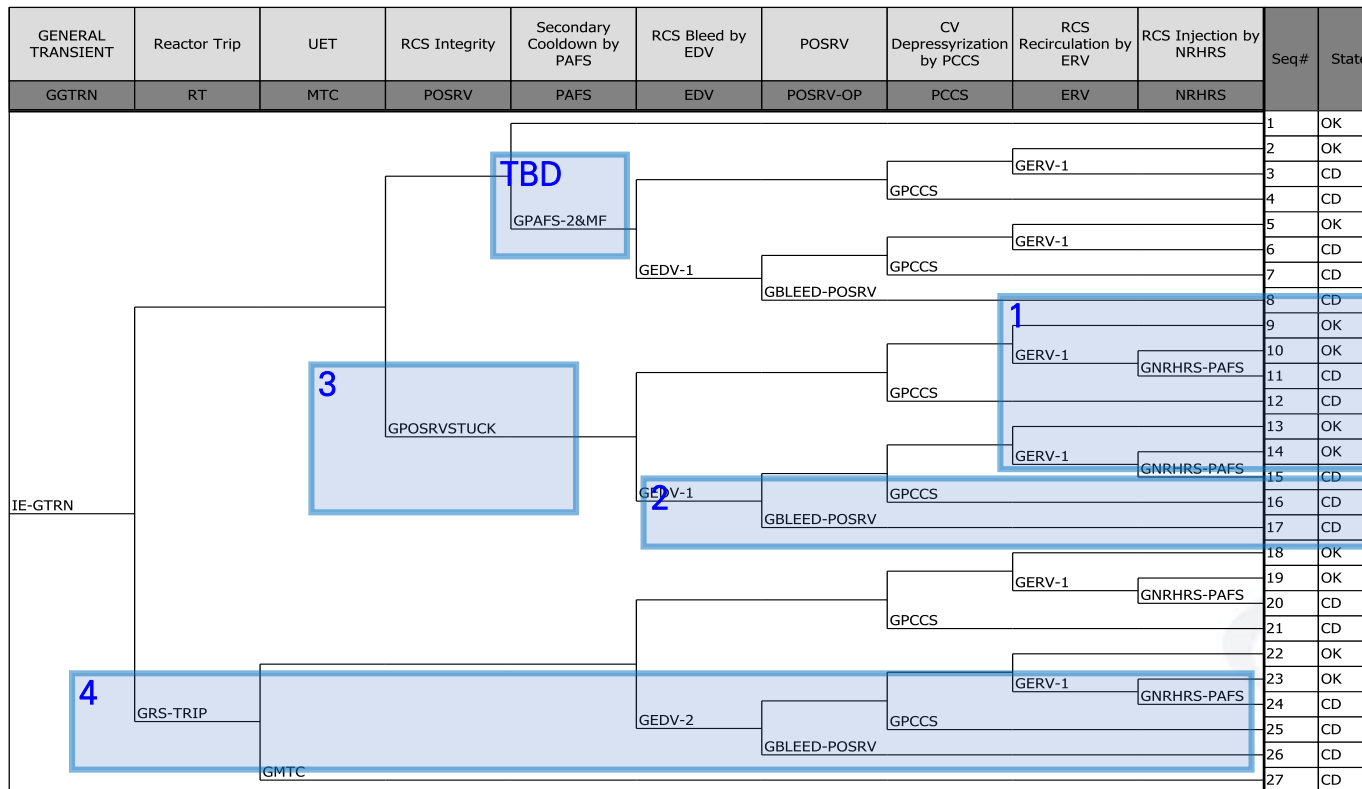
i-SMR PSA

Accident Sequence Analysis(ET)

GTRN

- GTRN -> Rx Trip -> PAFS with POSRV Success-> OK(no CD)
 - POSRV fail(Stuck open)->bleed by EDV & recirculation by ERV with PCCS -> OK
- ATWS : 추후 열수력 분석결과 검토 필요(TBD)
 - No UET(TBD)
 - PAFS(No credit) : POSRV Stuck open 가정(TBD)
 - EDV 성공기준 2개 가정

Initiating Event	CSF 1	Consequential Event	CSF 3	CSF 3	Result
	RRS		PAFS & ECT	PECCS, PCCS & ECT	



1. GNRHRS-PAFS 성공기준 확인 필요(주입가능 시간 등)

- GNRHRS-PSA 활용 모든 초기사건 적용 검토 필요

2. EDV/POSRV 수동 개방 실패 후 사고경위 검토 필요(RPV 과압에 의한 POSRV 연속 개방 사고경위 재검토- NuScale 참고 필요)

- 모든 초기사건 적용 검토 필요

3. POSRV stuck-open 이후 EDV 개방 필요성 확인

4. ATWS 사고경위 재검토

- 모든 초기사건 동일
- PAFS 제외 검토 필요

TBD : MFWS Credit

i-SMR PSA

Accident Sequence Analysis(ET)

- LOCA inside CV(격리 불가)
 - LOCA -> Rx Trip -> bleed by EDV & recirculation by ERV with PCCS-> OK(NO CD)
 - LOCA ERV Fail -> Alternative Injection by NRHRS
 - ATWS : 추후 열수력 분석결과 검토 필요(TBD)
 - No UET(TBD)
 - PAFS(No credit) : POSRV Stuck open 가정(TBD)
 - EDV 성공기준 2개 가정

Initiating Event	CSF 1	CSF 3						Result	
	RRS	PECCS, PCCS & ECT, NRHRS						End State	
MMPs Break Inside Containment	Reactor Trip	UET	RCS Bleed by EDV	Bleed POSRV	CV Depressurization by PCCS	RCS Recirculation by ERV	RCS Injection by NRHRS	Seq#	State
GLOCA-INC	RT	MTC	EDV	POSRV-OP	PCCS	ERV	NRHRS		
3-LOCA-INC	GRS-TRIP	GMTC	GEDV-1	GBLEED-POSRV	GPCCS	GERV-1	GNRHRS-PAFS	1	OK
							GNRHRS-PAFS	2	OK
							GNRHRS-PAFS	3	CD
							GNRHRS-PAFS	4	CD
							GNRHRS-PAFS	5	OK
							GNRHRS-PAFS	6	OK
							GNRHRS-PAFS	7	CD
							GNRHRS-PAFS	8	CD
							GNRHRS-PAFS	9	CD
							GNRHRS-PAFS	10	OK
							GNRHRS-PAFS	11	OK
							GNRHRS-PAFS	12	CD
							GNRHRS-PAFS	13	CD
							GNRHRS-PAFS	14	OK
							GNRHRS-PAFS	15	OK
							GNRHRS-PAFS	16	CD
							GNRHRS-PAFS	17	CD
							GNRHRS-PAFS	18	CD
							GNRHRS-PAFS	19	CD

1. GNRHRS-PAFS 성공기준 확인 필요 (주입가능 시간 등)
2. EDV/POSRV 수동 개방 실패후 사고 경위 검토 필요(RPV 과압에 의한 POSRV 연속 개방 사고경위 재검토- NuScale 참고 필요)
3. LOCA Break Size 에 대한 민감도 분석(사고 초기 PAFS 필요성 확인)

i-SMR PSA

Accident Sequence Analysis(ET)

LOOP(Total LOOP)

- LOOP -> Rx Trip -> PAFS with POSRV Success-> LOOP Recovery(TBD, PECCS Fail-safe)->OK(no CD)
- LOOP Recovery Fail(fail-safe PECCS Valve 개방)->bleed by EDV & recirculation by ERV with PCCS(TBD) -> OK

Initiating Event	CSF 1	Consequential Event	CSF 3	CSF 2	Result
	RRS		PAFS/MFWS	PECCS, PCCS & ECT	End State

Loss of Offsite Power	Reactor Trip	UET	RCS Integrity	Secondary Cooldown by PAFS	1 LOOP Recovery	RCS Bleed by EDV	POSRV	CV Depressurization by PCCS	RCS Recirculation by ERV	RCS Injection by NRHRS	Seq#	State
GLOOP	RT	MTC	POSRV	PAFS	EPSREC	EDV	POSRV-OP	PCCS	ERV	NRHRS		
											1	OK
											2	OK
											3	CD
											4	CD
											5	OK
											6	CD
											7	CD
											8	CD
											9	OK
											10	CD
											11	CD
											12	OK
											13	CD
											14	CD
											15	CD
											16	OK
											17	OK
											18	CD
											19	CD
											20	OK
											21	OK
											22	CD
											23	CD
											24	CD
											25	OK
											26	CD
											27	CD
											28	OK
											29	CD
											30	CD
											31	CD
											32	OK
											33	OK
											34	CD
											35	CD
											36	OK
											37	OK
											38	CD
											39	CD
											40	CD
											41	OK
											42	CD
											43	CD
											44	OK
											45	CD
											46	CD
											47	CD
											48	CD

1. GLOOP-REC 실패 시 가정사항

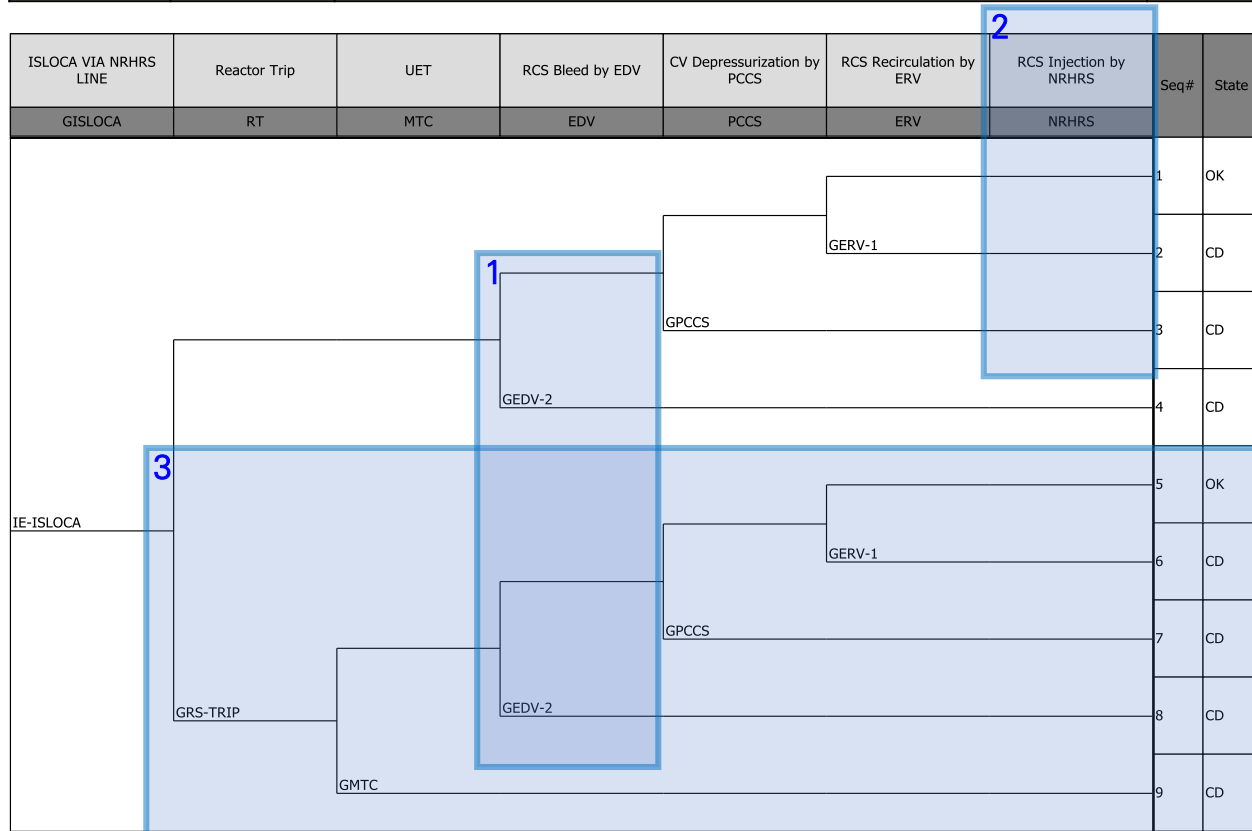
- PECCS 개방 방지를 위한 manual block 고려되지 않음
- 24시간 경과 후 EDV 자동 개방 가정 확인 (Fail-safe)
 - 현 모델 자동 개방 고려 안됨
- NRHRS 및 PAFS 고려하지 않음

i-SMR PSA

Accident Sequence Analysis(ET)

- ISLOCA(NRHRS 배관 파열) out CV(격리 불가)
 - LOCA -> Rx Trip -> EDV with PCCS-> OK(NO CD)
 - 격리불가로 인한 RCS 주입 확인
 - 상용원전의 경우 direct CD

Initiating Event	CSF 1	CSF 3	Result
	RRS	PECCS, PCCS & ECT, NRHRS	End State



1. ISLOCA 발생시 모든 계열 EDV 개방 후 PECCS를 통한 사고 대응 가능 여부(RCS 감압능 및 주입 필요성)
2. NRHRS 또는 MMPS를 통한 주입 필요성 확인
3. 원자로 트립 실패 시 사고완화 확인

i-SMR PSA



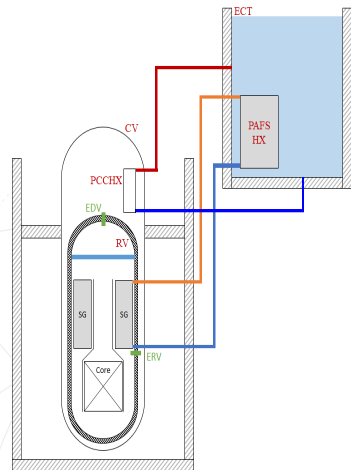
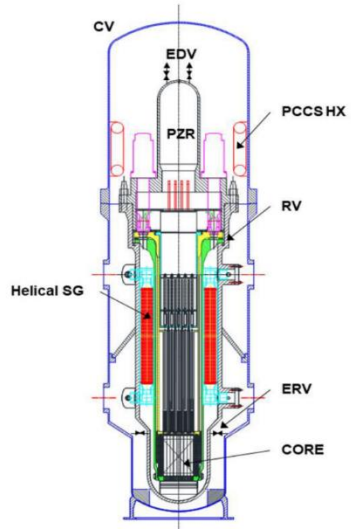
Passive Rx Accident Mitigation System Comparison

Critical Safety Function	AP1000	SMART	NuScale	i-SMR
Reactivity Control	-RPS -DPS	-RPS -DPS	-RPS(No ATWS)	-RPS
RCS inventory control	-CMT -Accumulator(for Large LOCA) -IRWST(w ADS) -CVCS(Manual)	-CMT(w SIT) & Recirculation pump	-No ECCS Injection(RVV/RRV) -CVCS(Manual)	-No ECCS Injection(EDV/ERV) -MMPS & NRHRS(Manual)
Decay Heat Removal	-PRHR(in IRWST) -STUP/Main Feed Pump/RNS	-PRHR(in ECT outside CTMT)/ CCW-SCS	-PRHR(in Rx pool) -CFDS Flooding	-PRHR(in ECT outside CTMT)
RCS Pressure control	-ADS	-ADS	-RVV	-POSRV
Containment Cooling	-PCCS(w steel CTMT)/IRWST Flooding	-CPRSS(ECT cooling), Back-up p spray	Rx Pool	-ECT(PECCS)

i-SMR PSA

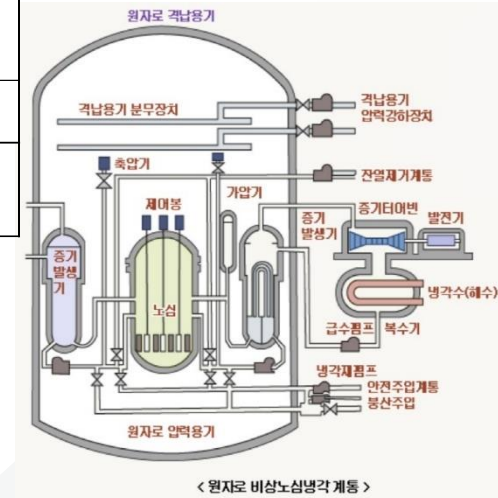
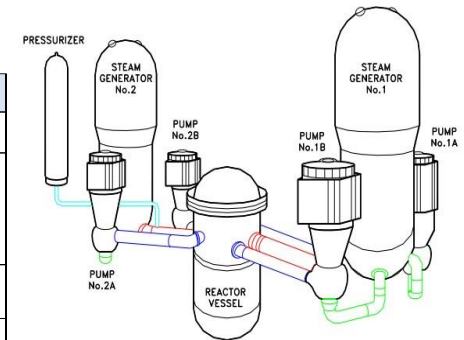


i-SMR vs. 상용원전 (설계)



혁신형 SMR		상용원전(OPR 기준)
S/G, CRDM, RCP, PZR, ICI 일체형		S/G, RCP, PZR 대형 배관연결
원자로 -대/중형 LOCA 배제 -RCP Seal LOCA 배제(Caned Motor RCP) -소형 LOCA 빈도 감소(원자로 용기 관통부 감소)	원자로	-대/중형 LOCA -RCP Seal LOCA -CRDM, ICI 등 다양한 소형 LOCA 고려
철재 격납용기(설계압: 50기압) -피동형 격납용기 냉각계통 피동안전계통	격납건물	대형 콘크리트(설계압: 5기압) -능동형 격납건물 살수계통 및 보조계통 능동안전계통
안전계통 -피동보조급수계통(PAFS Hx, ECT & 격리밸브) -피동안전주입계통(2 방출밸브, 2 재순환밸브) -피동격납용기냉각계통(PCCS Hx, ECT & 격리밸브)	안전계통	-능동보조급수계통(4Pump, 2AFWT, 보조설비) -능동안전주입계통(4Pump, 1RWT, 보조설비) -능동격납건물살수(2 Pump, 2Hx, 보조설비)
보조설비 적용 불필요 -중력, 밀도차 및 자연순환 이용 -Fail-safe 개념적용(보조계통 불능시 자동기동)		보조설비 필수 -구동을 위한 전력계통(교류/직류 전원) -기기 운전 유지를 위한 공기조화계통 -잔열제거 및 운전보조를 위한 기기냉각계통
용기장착형 관통부 격리밸브 적용 -CV 외부 LOCA 원천적 배제	LOCA 격리	미적용 -외부 안전주입유로
170MWe -OPR 대비 출력당 냉각수 4배 이상 열적 여유도 -OPR 대비 방사성원형 절대량 1/3 이하	출력	1000MWe

REACTOR COOLANT SYSTEM (Elevation)



< 원자로 비상노심냉각 계통 >

i-SMR PSA

i-SMR vs. 상용원전 (사고경위)

노심손상 사고 경위	혁신형 SMR	사고경위	상용원전(OPR 기준)
	1. 원자로/터빈정비, 주급수 상실 2. 피동보조급수작동(축전지 불필요) - 전원복구/냉각수 확보 불필요 * 피동급수계통 상실시 PECCS 이용 냉각 가능 - 8시간(상세 계산중) 이후 노심손상 발생	발전소 정전사고 1 (Station Black-out)	1. 원자로/터빈정비, 주급수 상실 * 교류전원 상실로 인한 모든 능동안전계통 이용불능 2. 터빈보조급수/증기제거계통 작동(축전지 4~8시간) * 보조급수계통 상실시 대처 수단 없음 - 1시간내 노심손상 발생(PSA 가정) 3. 10시간내 전원복구 필수(미복구시 노심손상 발생) 4. 장기냉각을 위한 냉각수 보충(소내/소외)
	N/A(RCP Seal LOCA 배제)	발전소 정전사고 2 (Station Black-out)	1. 원자로/터빈정비, 주급수 상실 2. RCP Seal LOCA 발생 3. 1시간 내 전원복구(미복구시 노심손상 발생)
	1. 원자로/터빈정비, 주급수 상실 2. 피동보조급수작동(축전지 불필요) - 전원복구/냉각수 확보 불필요 * 피동급수계통 상실시 PECCS 이용 냉각 가능 - 8시간 이후 노심손상 발생	UHS 상실 (후쿠시마)사고	1. 원자로/터빈정비, 주급수 상실, 외부 주입탱크 상실 2. 터빈보조급수 운전불가 3. 소내 전원복구 불가 4. 외부 대처수단 필수(소내/소외) * MACST 장비(전원 및 냉각수) 운영 필수 - 1시간내 노심손상 발생(PSA 가정)

대량조기방출	혁신형 SMR 조기대량방출 사고경위	사고경위	상용원전(OPR 기준) 조기대량방출 사고경위
	CV 외부 LOCA(2" 이하 배관 파열) 발생 - LOCA 격리(격납용기 장착형 격리밸브)-> No CD - LOCA 격리 실패(10-3/d 이하) * PECCS 이용 급속감압 및 냉각-> No CD * 상용원전대비 1/100 이하 LERF 유발 예상	격납건물 외 LOCA	격납건물 외부 LOCA(대형 배관 파열) 발생 - 노심손상 유발 가정 - 직접 조기대량방출(LERF) 유발
SGTR 발생 - 안전계통 불능으로 인한 노심손상사고 발생 가정 - 주증기 대기덤프 및 안전밸브 미적용 LERF 미유발	증기발생기세관파열	SGTR 발생 - 안전계통 불능으로 인한 노심손상사고 발생 가정 - 주증기 대기덤프 및 안전밸브를 통한 LERF 유발	

i-SMR PSA



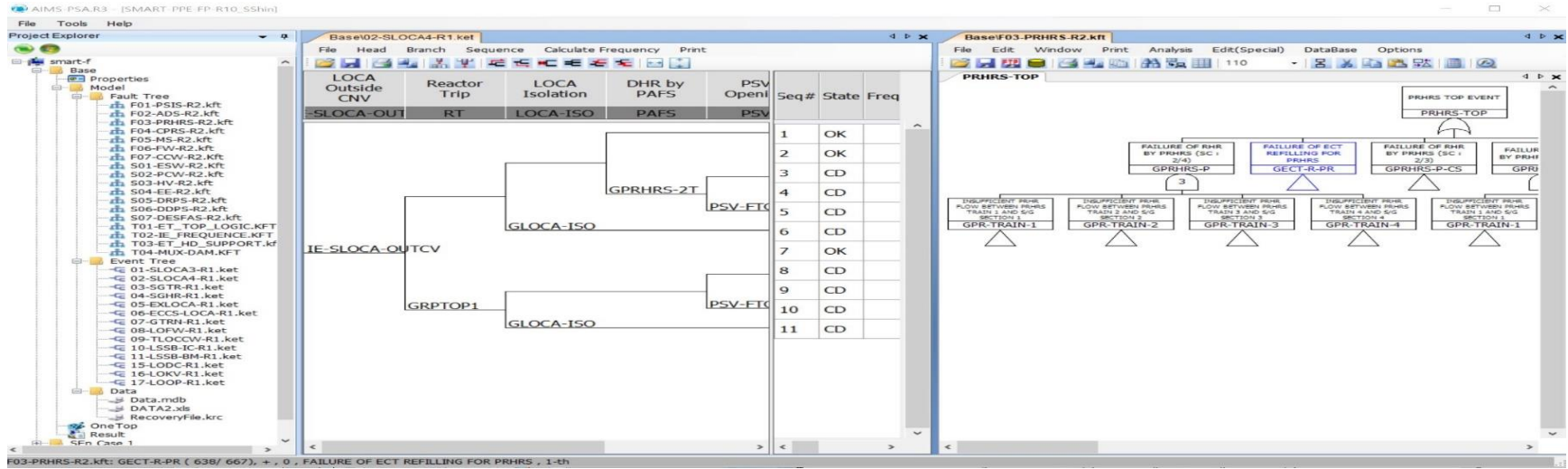
Passive Rx Accident Mitigation System Comparison

Critical Safety Function	AP1000	SMART	NuScale	i-SMR
Reactivity Control	-RPS -DPS	-RPS -DPS	-RPS(No ATWS)	-RPS
RCS inventory control	-CMT -Accumulator(for Large LOCA) -IRWST(w ADS) -CVCS(Manual)	-CMT(w SIT) & Recirculation pump	-No ECCS Injection(RVV/RRV) -CVCS(Manual)	-No ECCS Injection(EDV/ERV) -MMPS & NRHRS(Manual)
Decay Heat Removal	-PRHR(in IRWST) -STUP/Main Feed Pump/RNS	-PRHR(in ECT outside CTMT)/ CCW-SCS	-PRHR(in Rx pool) -CFDS Flooding	-PRHR(in ECT outside CTMT)
RCS Pressure control	-ADS	-ADS	-RVV	-POSRV
Containment Cooling	-PCCS(w steel CTMT)/IRWST Flooding	-CPRSS(ECT cooling), Back-up p spray	Rx Pool	-ECT(PECCS)

i-SMR PSA



Quantification



Value	F-V	ACC	Cutset				
5.93E-10	0.05146	0.05146	%LOCA-RCS-INC	ERVW-TRIP-A2B2	NROPVMP	#GLOCA-RCS-INC-03!	#GLOCA-RCS-INC-03!
5.93E-10	0.05146	0.102921	%LOCA-RCS-INC	ERVW-TRIP-A1B1	NROPVMP	#GLOCA-RCS-INC-03!	#GLOCA-RCS-INC-03!
5.51E-10	0.047876	0.150796	%LOCA-LODC	ERVW-TRIP-A1B1	NROPVMP	#GLOCA-LODC-3!	#GLOCA-LODC-3!
5.51E-10	0.047876	0.198672	%LOCA-LODC	ERVW-TRIP-A2B2	NROPVMP	#GLOCA-LODC-3!	#GLOCA-LODC-3!
4.32E-10	0.037468	0.23614	%LOCA-EDV	ERVW-TRIP-A1B1	NROPVMP	#GLOCA-EDV-3!	#GLOCA-EDV-3!
4.32E-10	0.037468	0.273607	%LOCA-EDV	ERVW-TRIP-A2B2	NROPVMP	#GLOCA-EDV-3!	#GLOCA-EDV-3!
2.80E-10	0.024302	0.29791	%LOCA-LODC	ERVO-TRIP-B2	NROPVMP	RS-PECCS-OP	#GLOCA-LODC-3!
2.80E-10	0.024302	0.322212	%LOCA-LODC	ERVO-TRIP-B1	NROPVMP	RS-PECCS-OP	#GLOCA-LODC-3!
2.73E-10	0.023706	0.345919	%LOCA-INC	ERVW-TRIP-A2B2	NROPVMP	#GLOCA-INC-03!	#GLOCA-INC-03!
2.73E-10	0.023706	0.369625	%LOCA-INC	ERVW-TRIP-A1B1	NROPVMP	#GLOCA-INC-03!	#GLOCA-INC-03!
2.43E-10	0.021132	0.390757	%LOCA-ERV	EDVO-TRIP-A2	POSRV-OP-FTO	#GLOCA-ERV-05!	#GLOCA-ERV-05!
2.43E-10	0.021132	0.41189	%LOCA-ERV	EDVO-TRIP-B2	POSRV-OP-FTO	#GLOCA-ERV-05!	#GLOCA-ERV-05!
2.43E-10	0.021132	0.433022	%LOCA-ERV	EDVO-TRIP-B1	POSRV-OP-FTO	#GLOCA-ERV-05!	#GLOCA-ERV-05!
2.43E-10	0.021132	0.454155	%LOCA-ERV	EDVO-TRIP-A1	POSRV-OP-FTO	#GLOCA-ERV-05!	#GLOCA-ERV-05!
2.14E-10	0.01855	0.472705	%LOCA-LODC	NROPVMP	RS-PECCS-OP	RS-RB-TB-CIM-A	#GLOCA-LODC-3!

IE	%
%LOCA-LODC	30.187
%LOCA-RCS-INC	21.411
%SGTR	13.269
%LOCA-EDV	11.01
%LOCA-ERV	9.244
%LOCA-INC	7.667
%GTRN	4.895
%LSSB-OUTCV	1.001
%ISLOCA	0.67
%LOOP	0.316
%LOCA-OUTCV	0.134
%LOCCW	0.123
%LSSB-INC	0.073



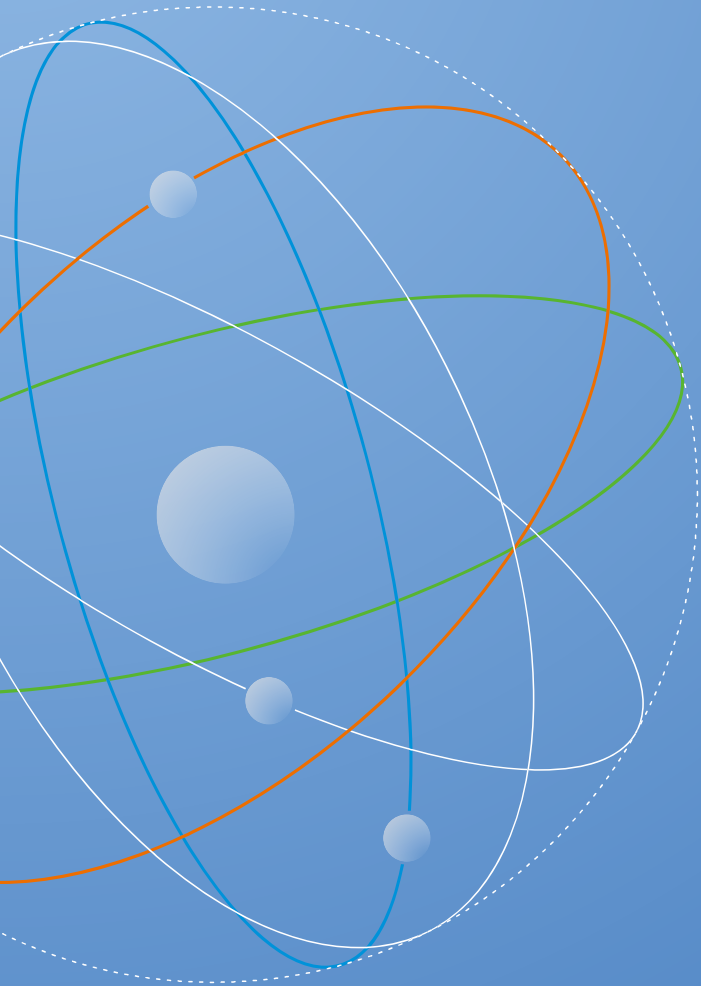
SMR PSA 예비분석 결과

보완사항

- 초기사건 분석
 - 상세설계를 반영한 체계적인 초기사건 재분석 및 grouping 보완
 - LOCA 상세 분류(Small LOCA, ISLOCA 등)
 - Large LOCA/RVR 배제 근거
 - SMR 고유 초기사건 빈도 계산
 - 일체형 SMR 설계 반영 LOCA 빈도 검토(전문가 그룹)
 - 용기장착형 격리밸브, PECCS Valve 오동작 등
- 사고경위 분석
 - 예비분석에서 가정된 사항에 대한 설계검토
 - ATWS 상세 분석
 - CV 외부 LOCA 사고완화 검토
 - Rx Cavity 충수 등
 - 대체냉각수단
 - 비안전계통(MMPS, NRHRS)
 - 지진등 외부사건 issue
- Data 분석
 - SMR 고유 기기 data 확보
 - PECCS valve, 피동기기(배관, Hx 등)
 - HRA
 - 사고완화 대상 HFE 도출 및 단일 운전원오류 계산

i-SMR PSA 요약

- **Passive NPP PSA 현안**
 - **국내외 통일된 PSA Consensus 부재**
 - PSA 방법론
 - PRA Standard
 - Low CDF Target
 - ISLOCA 대처
 - **다수 Module 문제**
 - 단일 MCR 운전원(소수 운전원)
 - 다수기 동시사고
 - LOOP, LOCCW 등
 - 지진, 통합 MCR 화재 등
 - **규제 관련**
 - 현 규제와의 격차 해소
 - Safe shutdown → Stable Condition
 - Mission Time
 - 다수모듈 리스크
 - HRA
 - 단일 MCR, Limiting Value 등
 - 피동계통 신뢰도 등



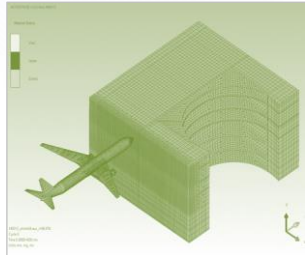
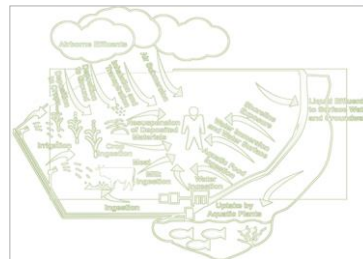
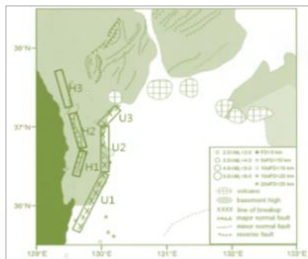
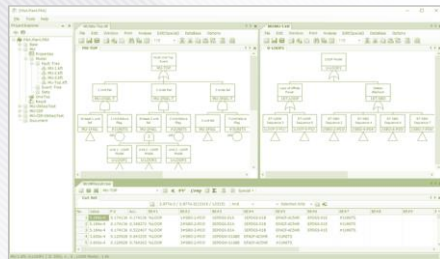
더 나은 세상을 위한 원자력기술
국민과 세계가 지지하는 한국원자력연구원



감사합니다.



한국원자력연구원
Korea Atomic Energy Research Institute



혁신형 SMR PSA - 다수모듈 운전 환경에서의 인적수행도 평가

박진균

2025년 7월 3일

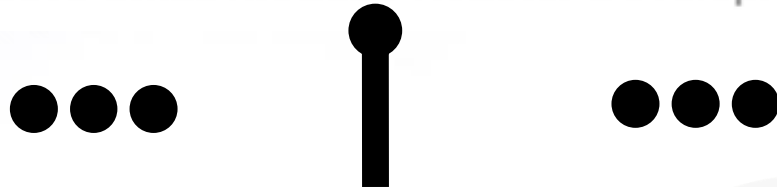
2025년 PSA 워크샵, 대구 EXCO

Background



혁신형소형모듈원자로기술개발사업단

Innovative Small Modular Reactor Development Agency



구분	과제번호	과제명	연구기간
설계	1-2-산	혁신형 SMR 종합 안전성 평가	'23-'28
	1-3-산	중대사고 완화 및 방사성물질 저감 설비 개발	'23-'28
	1-5-산	혁신형 SMR 계통설계	'24-'28
	1-8-과	모듈형원자로 안전해석 및 고신뢰도 안전해석기술 개발	'24-'28
	1-9-과	모듈형원자로 계통설계 검증	'24-'28
혁신기술	2-1-과	혁신형 SMR 열수력검증 기술 개발	'23-'28
	2-3-과	혁신형 SMR 고유 중대사고 종합해석 평가기술 개발 및 완화 능력 평가	'23-'28
	2-8-산	모듈형원자로 MMIS 안전계통 표준 플랫폼 개발	24-'28

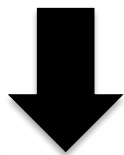
SMR 다중모듈 제어환경에서의 인적수행도 평가 및 최적화 기술 개발

- 다중모듈 제어환경 인간 신뢰도 영향인자 분석
- 다중모듈 제어환경 인간 신뢰도 평가방법론 개발
- 주제어실 운전원 신뢰도 평가

Generic HRA process supporting PSA (1/3)

Information source

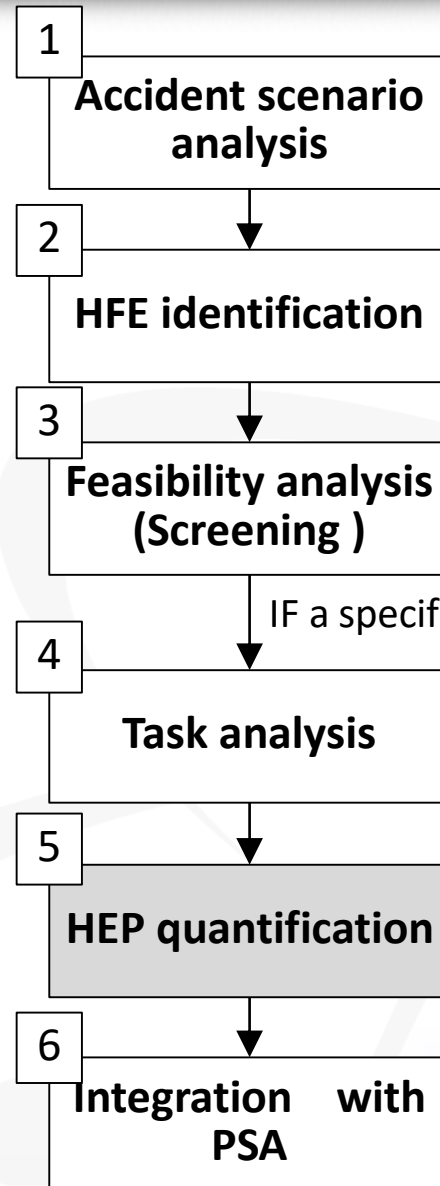
Operation experience
Full scope simulators
Laboratory experiments
Interview with operators
Expert knowledge



HRA Data

- *NHEPs
- *PSF multipliers

*Nominal human error probability
*Performance Shaping Factor



- Required subtasks for each HFE
- Information on task environment
- Expected human error types

Generic HRA process supporting PSA (2/3)

- HEP quantification

$$HEP \sim HEP(nominal) \times \prod_{i=1}^n PSF_i$$

Representative HEP of a given task; corresponding to an **averaged** value of many HEPs for an identical task, which were obtained from **diverse different contexts** with **ordinary/standard** humans.

Effect of each **PSF** (Performance Shaping Factor) on the probability of human errors is **multiplicative**.

Text Entry Methods	Ref	Participants		Text Entry Metrics			
		Expertise	#	Error Correction Condition	Error Metric	Error Rate	WPM
QWERTY	[15]	Average	11	None	ER	1.80	64.80
	[16]	Average	14	Recommended	×	×	86.87

PSFs	PSF Levels	Multiplier for Action
Available Time	Inadequate time	P(failure) = 1.0
	Time available is ≈ the time required	10
	Nominal time	1
	Time available ≥ 5x the time required	0.1
	Time available is ≥ 50x the time required	0.01
Stress/Stressors	Insufficient Information	1
	Extreme	5
	High	2
	Nominal	1
	Insufficient Information	1

*doi: 10.1109/TIC-STH.2009.5444533

Generic HRA process supporting PSA (3/3)



Risk model
(ETs or FTs)

HFE (Human Failure Event)

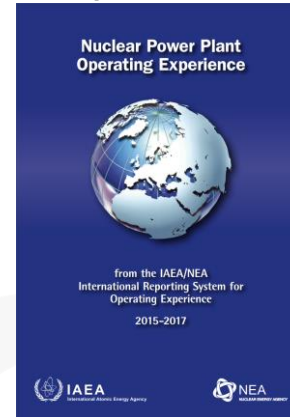
- Conduct of operation
- Procedures

Catalog of subtasks (actions)

- T_1 : Monitor alarm A
- T_2 : Turn on component B
- T_3 : Stop component C
- [...]

Quantification

Experience



Simulator experiments



Human performance data
Nominal human error probability
Performance Shaping Factor

$$HEP(T_1) = NHEP(T_1) \times \prod_{i=1}^n PSF_i$$

$$HEP(T_2) = NHEP(T_2) \times \prod_{i=1}^n PSF_i$$

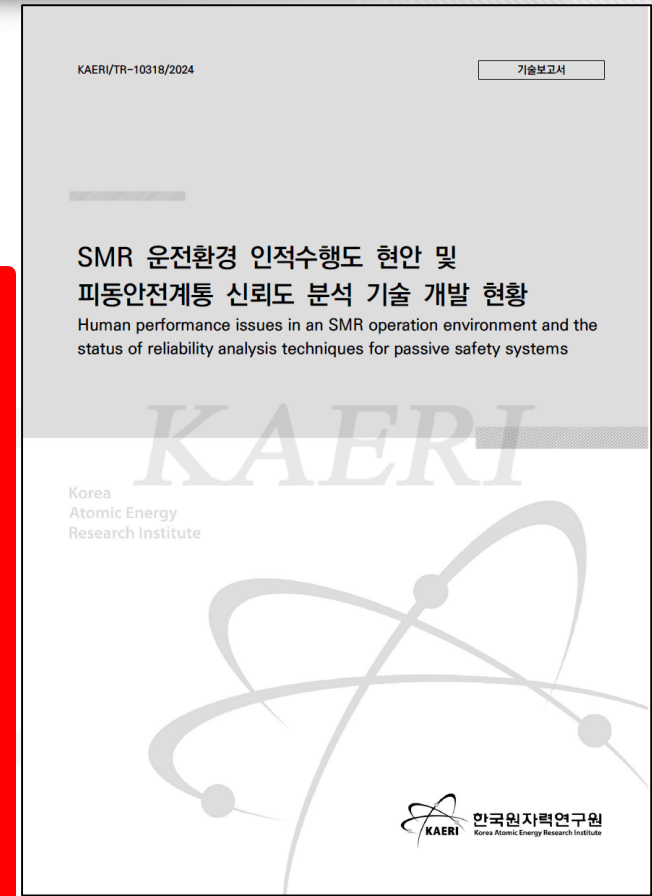
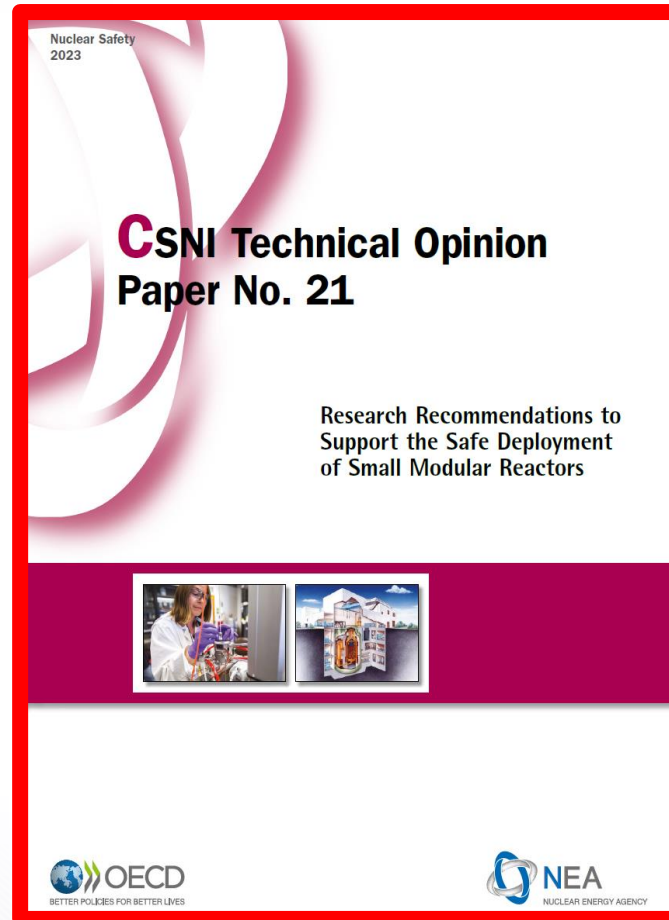
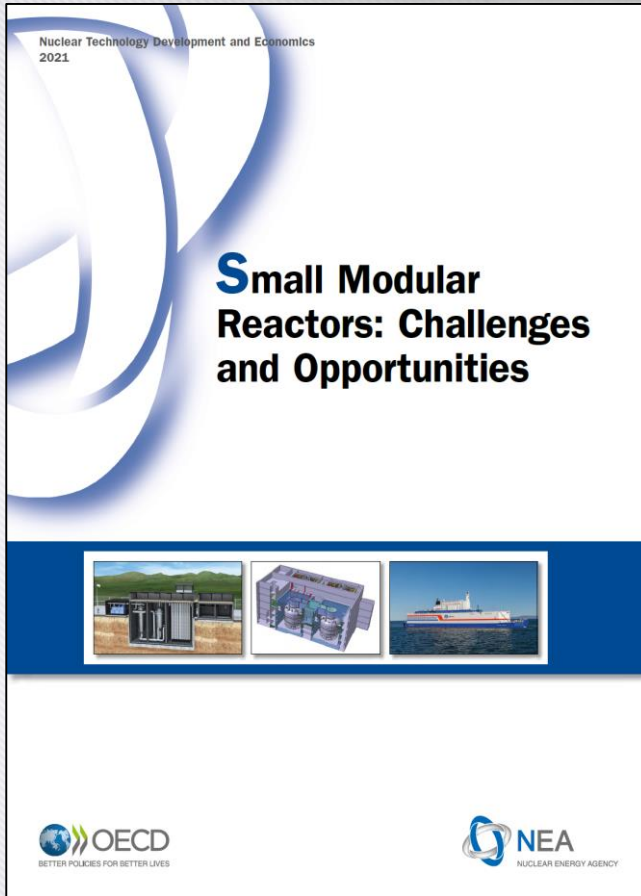
$$HEP(HFE) \sim \sum_{j=1}^m HEP(T_j)$$

Potential human factors issues in SMRs (1/3)

- One of the biggest challenges affecting the performance of human operators in SMRs is to manage **MULTI-MODULES** in a simultaneous manner.



Potential human factors issues in SMRs (2/3)



Potential human factors issues in SMRs (3/3)

Nuclear Safety
2023

CSNI Technical Opinion Paper No. 21



Table of contents

List of abbreviations and acronyms	9
Executive summary	11
Chapter 1. Introduction and background	15
Chapter 2. EGSMR assessment process	17
Chapter 3. Analysis of SMR deployment survey	19
3.1. Prerequisites – Technologies	19
3.2. Prerequisites – International co-operation	20
3.3. Knowledge base requirements for SMRs	21
3.4. Graded approach	21
Chapter 4. Areas of interest and suggested actions	23
4.1. AOI #1: Regulatory harmonisation	23
4.2. AOI #2: Cross-cutting safety issues	25
4.3. AOI #3: Experimental campaigns	28
4.4. AOI #4: Benchmarking for code V&V	31
4.5. Conclusion and key suggested actions	32
4.6. EGSMR information collection	33
Chapter 5. EGSMR future efforts	35
Conclusions	37
References	39

1. Application of defense in depth with passive safety systems/features
2. PSA for innovative/FOAK designs
3. Investigation of emergency planning zones (EPZs) and emergency response requirements for SMRs
4. Fuel safety of SMRs
- 5. Human factors (e.g., remote operations and multi-unit/multi-module plants)**
6. Multi-unit/multi-module design aspects to determine the impacts on safety including shared systems, adjacent unit/module accidents and common mode failures
7. Safety and security aspects related to the transport of fueled nuclear modules and transportable/floating nuclear power plants
8. Interconnections between SMRs and associated process applications (e.g., hydrogen production and heat generation process)

Challenge: human performance data collection (1/2)

Information source

Operation experience

Full scope simulators

Laboratory experiments

Interview with operators

Expert knowledge

NO for SMRs

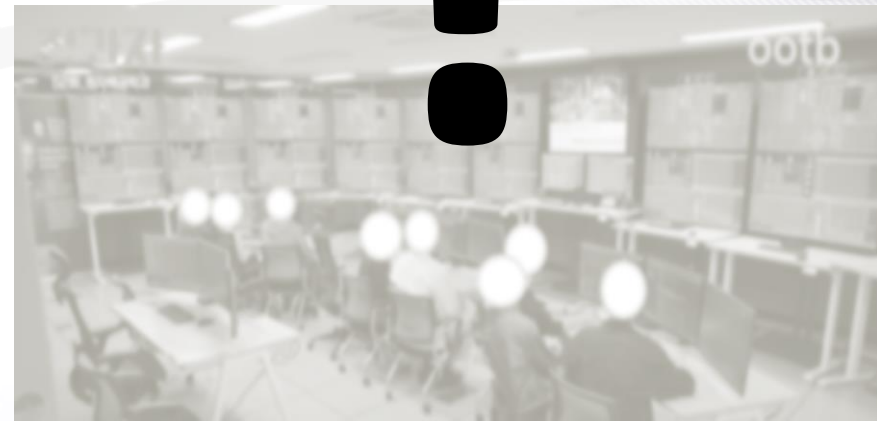
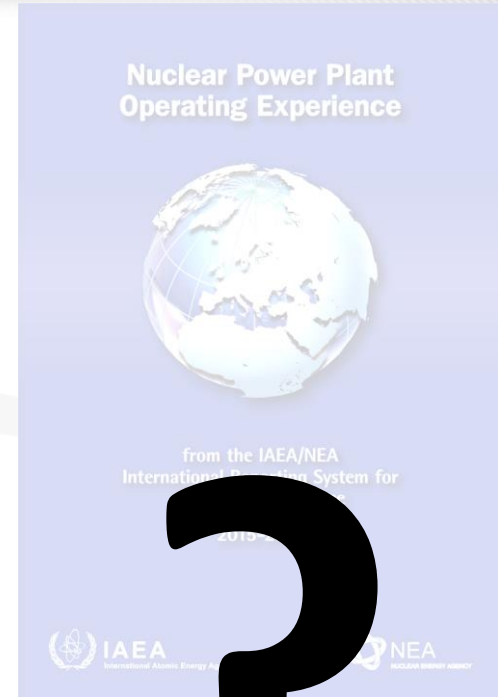
Few simulators



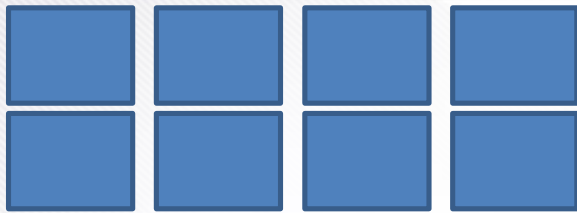
Not available

Uncertainty

A lack of available
information sources



Challenge: human performance data collection (2/2)



iSMR risk model

HFEs



- Conduct of operation
- Procedures

Catalog of subtasks (actions)

- T_1 : Monitor alarm A
- T_2 : Turn on component B
- T_3 : Stop component C
- [...]

Quantification

Experience



Simulator experiments



Human performance data
Nominal human error probability
Performance Shaping Factor



$$HEP(T_1) = NHEP(T_1) \times \prod_{i=1}^n PSF_i$$

$$HEP(T_2) = NHEP(T_2) \times \prod_{i=1}^n PSF_i$$

$$HEP(HFE) \sim \sum_{j=1}^m HEP(T_j)$$

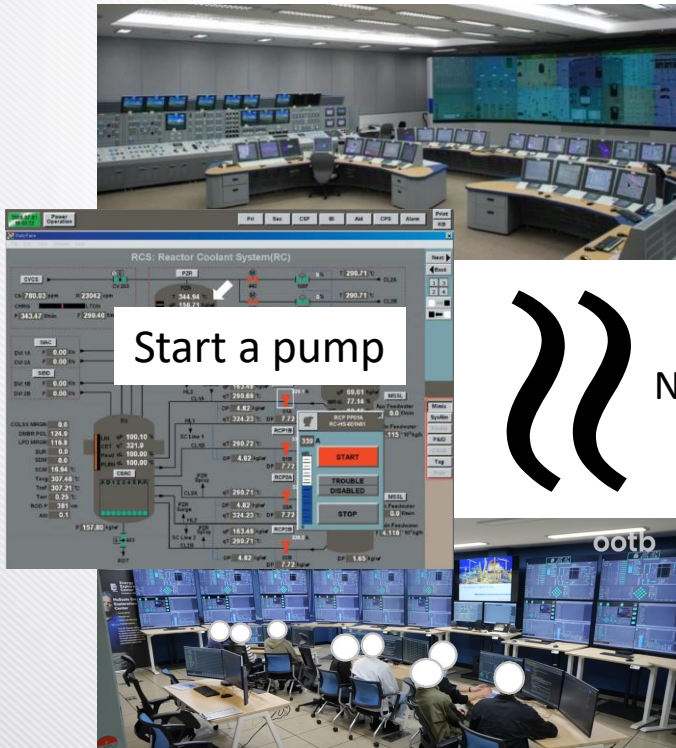
A person wearing a dark suit and a light-colored shirt is holding a white rectangular card in front of their chest. The card has the text "Strategy to collect human performance data" written on it in a bold, black, sans-serif font. The background is a blurred image of the person's torso and hands.

Strategy to collect human performance data

Promising resolution to secure HRA data (1/2)

■ Nominal HEPs

- **Reuse** existing NHEP values from available database
- HuREX (Korea), SACADA (US)



■ PSF multipliers

- Need to **rescale** existing values
- Need to determine the multipliers of **unique PSFs in an SMR environment**

Experiments are indispensable.

Experiments for rescaling

Experiments for determination

Which PSFs should be considered for the determination (or rescaling)?

Promising resolution to secure HRA data (2/2)

Two strategic movements could be taken

	Representative HF/PSF issue already available/mentioned
1	Cues and instrumentation availability
2	Procedures/administrative control (availability and quality)
3	Training and experience level
4	Task complexity
5	Ergonomics/HMI (Human Machine Interface) quality
6	Team/Crew dynamics (cooperation/communication)
7	Time available/required (including time pressure)
8	Working environment (temperature/humidity)
9	Need for special tools, parts, and outfits
10	Special fitness needs
11	Accessibility and operability of equipment
12	Task type/attribute
13	Workload (time pressure and stress)
14	Simultaneous goals/tasks
15	Staffing and resource availability
16	Plant policy (and safety culture)
17	Passive safety system (PSS) and automation system (AS)

HF/PSF category reclassified
Workload
Simultaneous goals/tasks
Staffing and resource availability
Team/Crew dynamics
Design characteristics of PSS/AS
Task complexity
Task type/attribute
Cues and instrumentation availability
Time available/required
Training and experience level
Ergonomics/HMI quality
Procedures/administrative control
Working environment
Need for special tools, parts, and outfits
Special fitness needs
Accessibility and operability of equipment
Plant policy (and safety culture)

2
Experiments for the determination

1
Rescaling based on existing HRA data with respect to proceduralized tasks (Task Complexity)

Out of scope

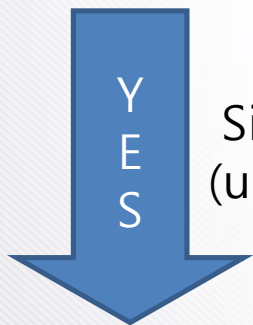
Reclassification (with the consensus of experts)

1. Rescaling case

Experiments for rescaling (1/3)

PSFs	PSF Levels	Multiplier for Action
Available Time	Inadequate time	P(failure) = 1.0 <input type="checkbox"/>
	Time available is \approx the time required	10 <input type="checkbox"/>
	Nominal time	1 <input type="checkbox"/>
	Time available $\geq 5x$ the time required	0.1 <input type="checkbox"/>
	Time available is $\geq 50x$ the time required	0.01 <input type="checkbox"/>
	Insufficient Information	1 <input type="checkbox"/>

IF (Time available is \approx the time required) THEN NHEP \times 10



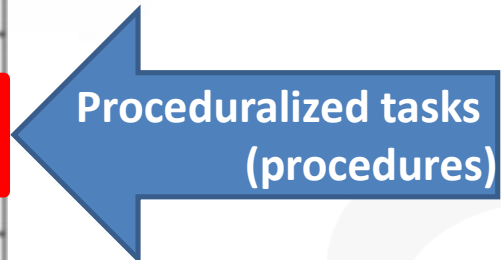
Single module
(unit) operation



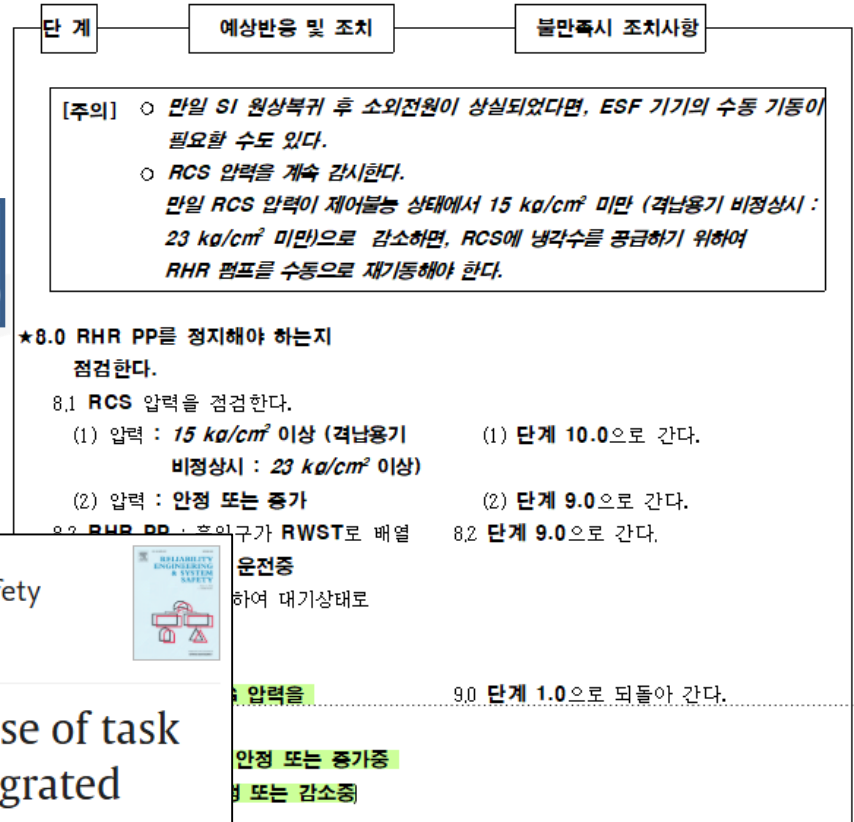
1. Expose subjects to different operation environments
2. Compare two sets of task performance times obtained from experiments with respect to task complexity scores
3. Rescale PSF multipliers based on comparisons

Experiments for rescaling (2/3)

HF/PSF category reclassified
Workload
Simultaneous goals/tasks
Staffing and resource availability
Team/Crew dynamics
Design characteristics of PSS/AS
Task complexity
Task type/attribute
Cues and instrumentation availability
Time available/required
Training and experience level
Ergonomics/HMI quality
Procedures/administrative control
Working environment
Need for special tools, parts, and equipment
Special fitness needs
Accessibility and operability of equipment
Plant policy (and safety culture)



절차서 번호 비상-01	제목 : 1차 또는 2차 냉각재 상실	개정 번호 : - 개정 일자 : 2021.03.04
-----------------	----------------------	---------------------------------



Reliability Engineering & System Safety
Volume 100, April 2012, Pages 33-47

Model-based identification and use of task complexity factors of human integrated systems

Dong-Han Ham ^a, Jinkyun Park ^b, Wondea Jung ^b

The complexity level of a proceduralized task could be quantified based on TACOM (Task Complexity) measure

TACOM (Task Complexity) score quantification

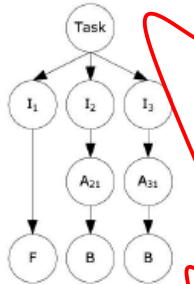
Task to be done IF pressurizer pressure is less than 123.9kg/cm²A, THEN verify BOTH safety injection actuation signal (SIAS) and containment isolation actuation signal (CIAS) are actuated.

1. Calculating the value of SIC

Required information to accomplish a given task

Designation	Meaning	Type
I ₁	The value of pressurizer pressure	'Float'
I ₂	The status of SIAS alarms	'Array' of 'Boolean'
I ₃	The status of CIAS alarms	'Array' of 'Boolean'

Quantifying the value of SIC based on information structure graph (SIC = 3.170)

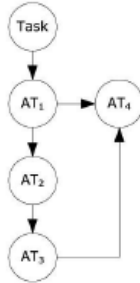


2. Calculating the value of SLC and SSC

Required actions to accomplish a given task

Designation	Meaning
AT ₁	Verifying pressurizer pressure
AT ₂	Verifying the status of SIAS
AT ₃	Verifying the status of CIAS
AT ₄	Proceed to the next task

Quantifying the value of SLC and SSC based on action structure graph (SLC = 1.922, SSC = 2.322)

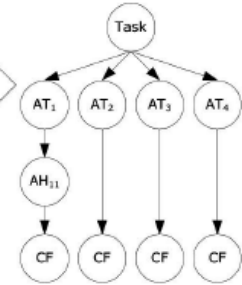


3. Calculating the value of AHC

Abstraction hierarchy levels

Designation	Level of abstraction hierarchy
AT ₁	SF (system function)
AT ₂	CF (component function)
AT ₃	CF
AT ₄	CF

Quantifying the value of AHC based on abstraction Hierarchy graph (AHC = 3.170)

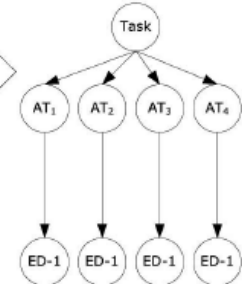


4. Calculating the value of EDC

Engineering decision levels

Designation	Level of engineering decision
AT ₁	ED-1 (the first level of engineering decision)
AT ₂	ED-1
AT ₃	ED-1
AT ₄	ED-1

Quantifying the value of EDC based on engineering Decision graph (EDC = 2.281)



5. Calculating TACOM score

TS = 2.929, TR = 2.058, TU = 2.281
TACOM = 2.659

Sub-measure	Description
SIC (step information complexity)	Complexity due to the amount of information to be processed by human operators
SSC (step size complexity)	Complexity caused by the number of actions to be conducted by human operators
SLC (step logic complexity)	Logical complexity originated from the sequences of actions to be followed by human operators
AHC (abstraction hierarchy complexity)	Complexity resulted from the amount of domain knowledge to be considered and/or required by human operators
EDC (engineering decision complexity)	Complexity varied with respect to the amount of cognitive resources to be used/required by human operators

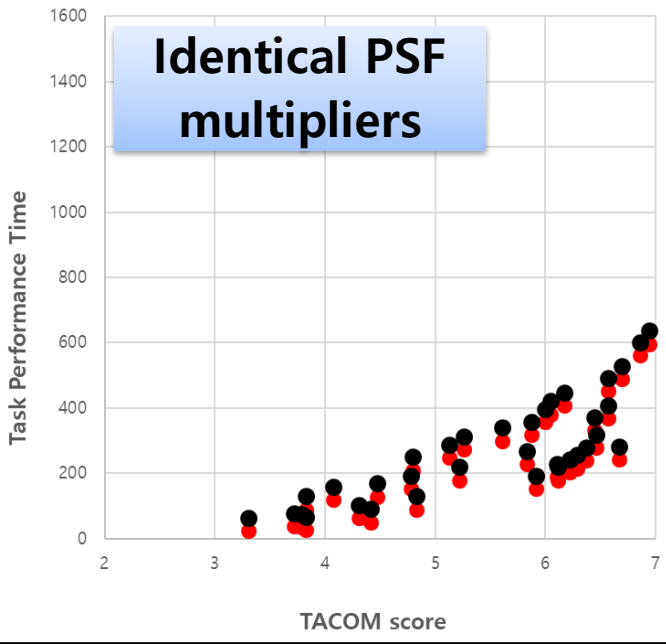
$$TACOM = \left\{ (0.621 \cdot TS)^2 + (0.239 \cdot TR)^2 + (0.140 \cdot TU)^2 \right\}^{1/2}$$

TU = EDC

$$TR = 0.891 \cdot SLC + 0.109 \cdot AHC$$

$$TS = 0.716 \cdot SIC + 0.284 \cdot SSC$$

Experiments for rescaling (3/3)



필차서 번호	제목 : 1차 또는 2차 냉각재 상실	개정번호 : -
비상-01		개정일자 : 2021.03.04

단계: 예상반응 및 조치, 불만족시 조치사항

[주의] ○ 만일 SI 원상복귀 후 소외전원이 상실되었다면, ESF 기기의 수동 기동이 필요할 수도 있다.
○ RCS 압력을 계속 감시한다.
만일 RCS 압력이 제어불능 상태에서 15 ka/cm² 미만 (격납용기 비정상시 : 23 ka/cm² 미만)으로 감소하면, RCS에 냉각수를 공급하기 위하여 RHR 펌프를 수동으로 재가동해야 한다.

*0.0 RHR PP를 정지해야 하는지 점검한다.

0.1 RCS 압력을 점검한다.
(1) 압력 : 15 ka/cm² 이상 (격납용기 비정상시 : 23 ka/cm² 이상) (1) 단계 10.0으로 간다.
(2) 압력 : 안전 또는 증가중

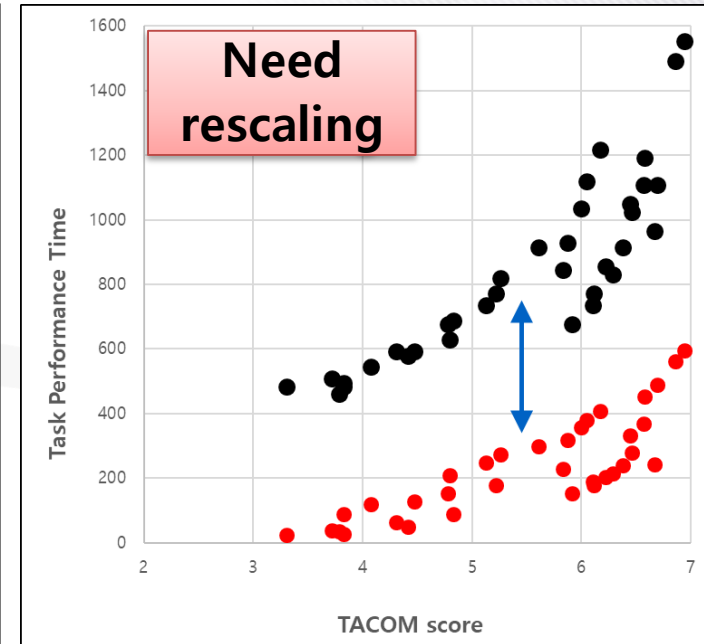
TACOM = X.X

0.2 RHR PP를 정지하여 대기상태로 둔다.

0.3 RHR PP를 정지하여 대기상태로 둔다.

0.0 RCS 압력 및 SG 압력을 점검한다.
0.0 단계 1.0으로 되돌아 간다.

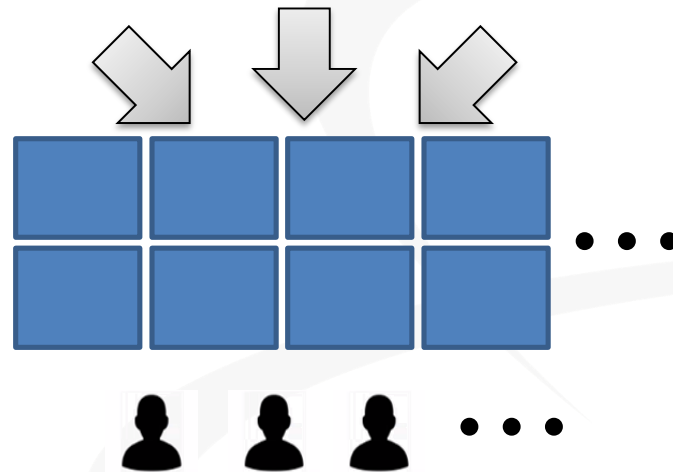
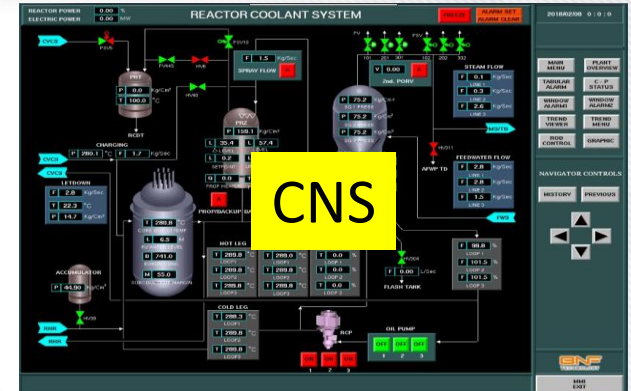
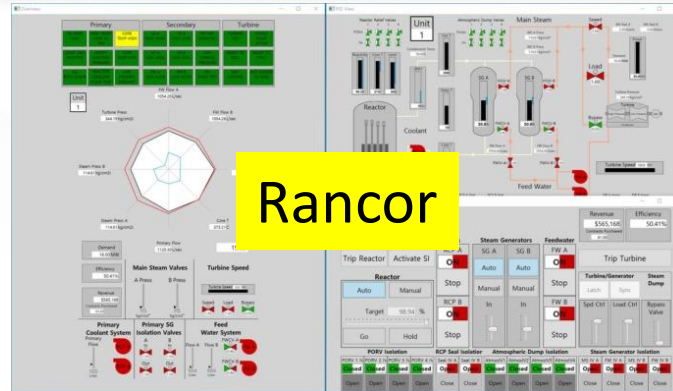
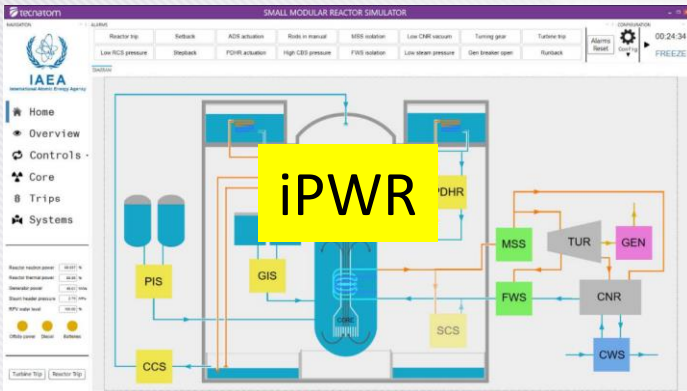
○ 모든 SG 압력 : 안정 또는 증가중
○ RCS 압력 : 안정 또는 감소중



A person wearing a dark suit and a light-colored shirt is holding a white rectangular sign with both hands. The sign is centered in the frame and contains the text '2. Dedicated experiments'. The background is a blurred image of the person's torso and hands.

2. Dedicated experiments

Promising strategy: Use existing simulators (1/3)



Conduct a series of experiments after establishing a multi-module control environment with available simulators

Promising strategy: Use existing simulators (2/3)

■ IFE (Institute for Energy Tech.)

- Established SMR simulators in **2021** by integrating **6 iPWR** simulators
- A series of experiments have been conducted with US operators.
- Additional data collection campaign is undergoing.

■ INL (Idaho National Lab.)

- Human System Simulation Laboratory (**HSSL**) originally built in 2012 to support control room modernization
- New **HSSL-2** is being built (**2026**) for advanced reactors including SMRs.
- Human performance data will be collected for multi-module operations.



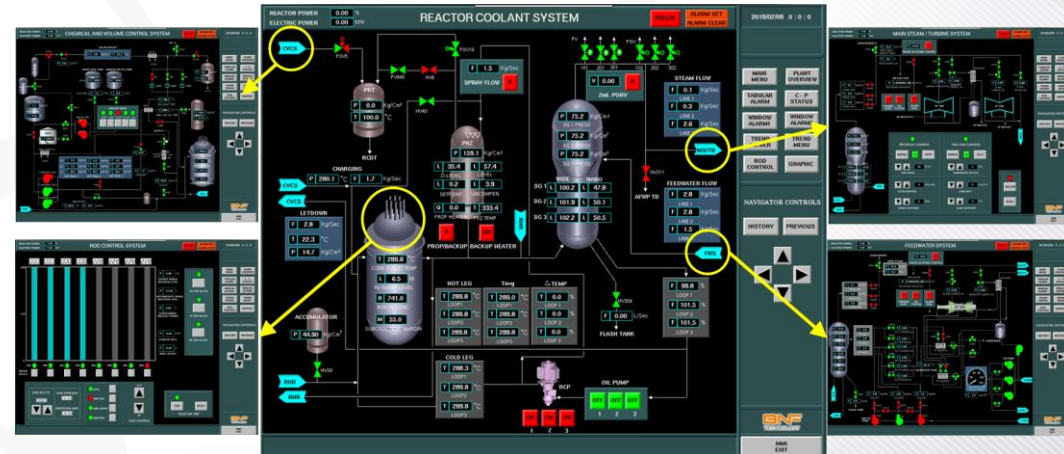
<https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S1738573322005174>

<https://ife.no/en/service/cutting-edge-smr-simulator-and-expert-services/>

Promising strategy: Use existing simulators (3/3)

- A large number of experiments to investigate the performance of human operators in the **iSMR operation environment**.
 - Four modules with 2 reactor operators (ROs) and one shift supervisor (SS)
 - Two modules per operator
 - Two display screens per module

- Experiment facility was developed by integrating four **CNSs** (Compact Nuclear Simulator)
 - Westinghouse 3-loop PWR
 - Partial-scope simulator for training
 - Emulating the primary, secondary, electrical systems and containment.



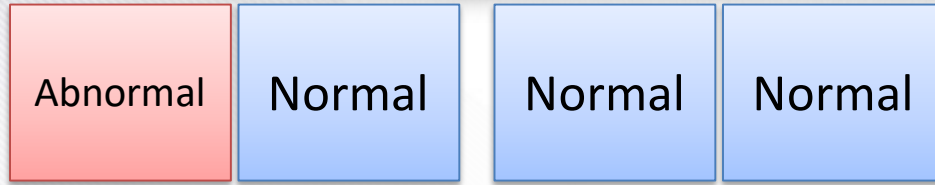
Experiment overview (1/2)

■ Objective

- Experimentally Investigate the multiplier of each PSF under the multi-module operations for SMRs

Controlled variable (PSF)	Description	Condition
Number of abnormal modules per operator (AMO)	Number of modules assigned to operator what are in off-normal conditions.	<ul style="list-style-type: none"> • 0.5 module/operator • 1.0 module/operator • 2.0 modules/operator
Homogeneity of abnormal conditions	Whether the operator should have different mental models or not. For instance, in case that accidents occurs in two modules controlled by one operator and the accidents are different, the operator should apply "different mental models" to each module for the mitigation.	<ul style="list-style-type: none"> • Different or Identical <i>(This condition only appears when 'Number of modules/operator' is 2.0.)</i>
Surveillance	Whether there is a supervisor who can monitor the operator's performance, and detect and recover errors	<ul style="list-style-type: none"> • Yes or No
Supportive HMI* for passive system <small>*Human Machine Interface</small>	Whether there is any information with which the operator can recognize status of passive systems (e.g., alarm or indicators).	<ul style="list-style-type: none"> • Yes or No
Supportive HMI for automatic system	Whether there is any information with which the operator can recognize status of automatic systems (e.g., alarm or indicators)	<ul style="list-style-type: none"> • Yes or No

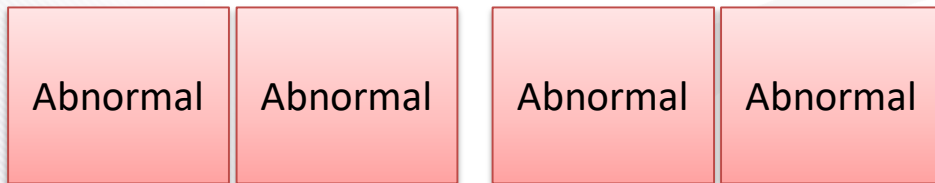
_Number of abnormal modules/operator (AMO)



$$\frac{1 \text{ off-normal mudule}}{2 \text{ operators}} = 0.5$$

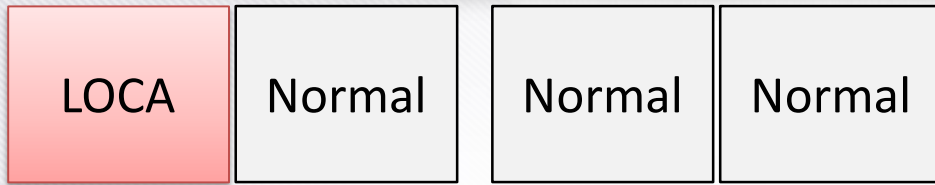


$$\frac{2 \text{ off-normal mudules}}{2 \text{ operators}} = 1.0$$

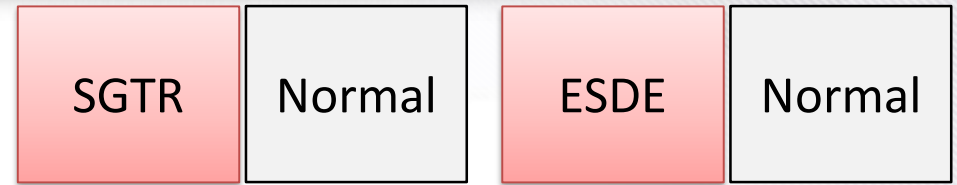


$$\frac{4 \text{ off-normal mudules}}{2 \text{ operators}} = 2.0$$

_Homogeneity of abnormal conditions



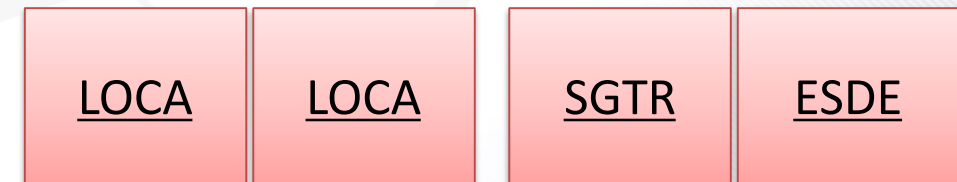
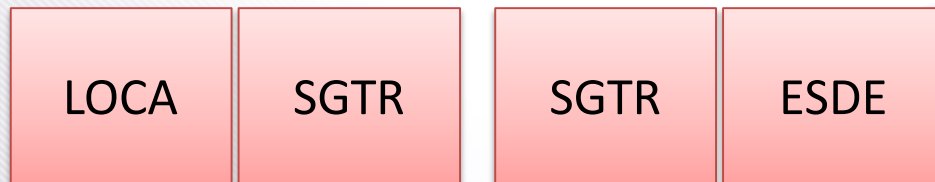
RO1: **Single** mental model for an off-normal condition



RO1/RO2: **Single** mental model for individual operator

RO1: **Homogeneous (similar)** mental model

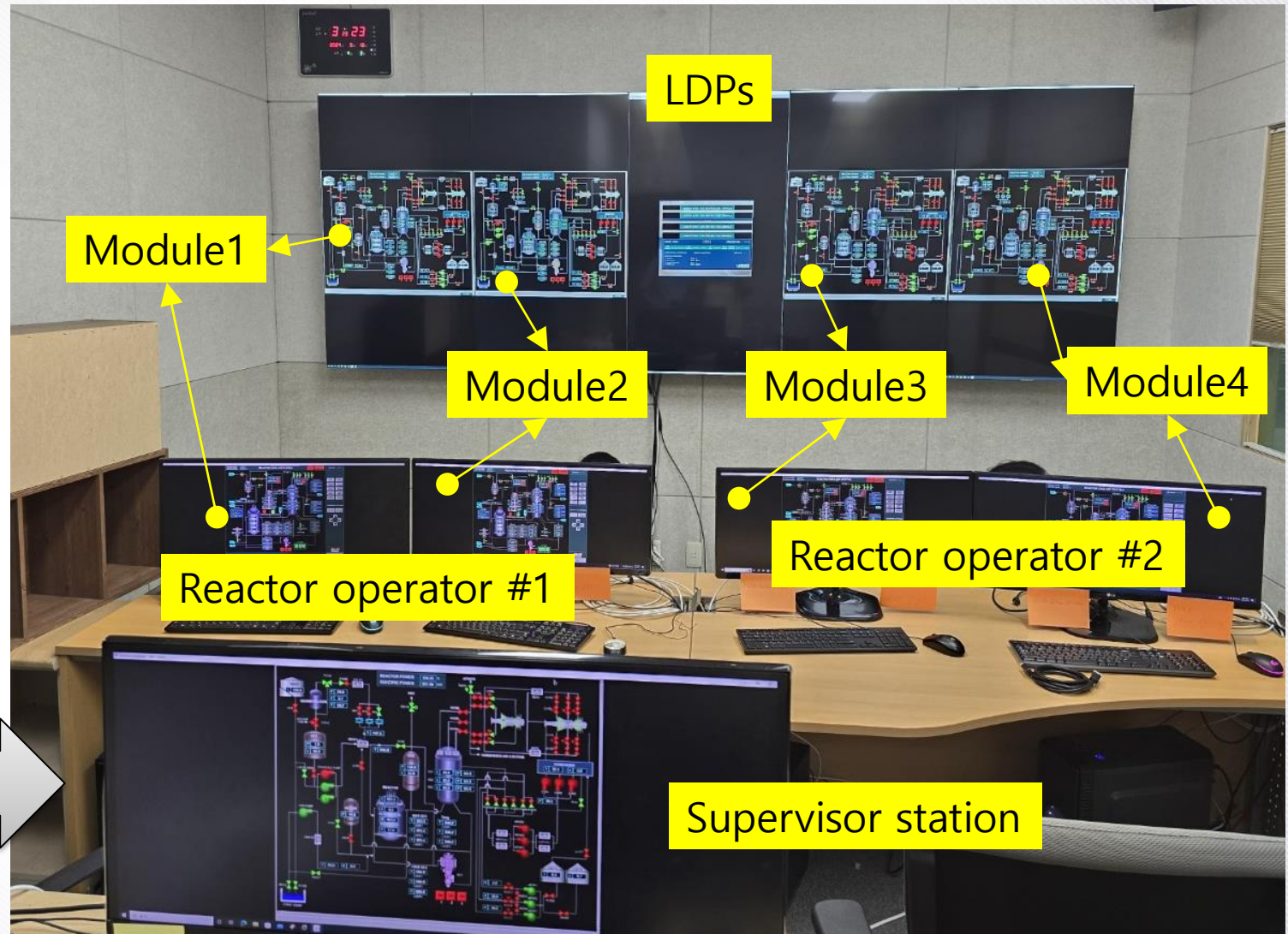
RO2: **Different** mental models



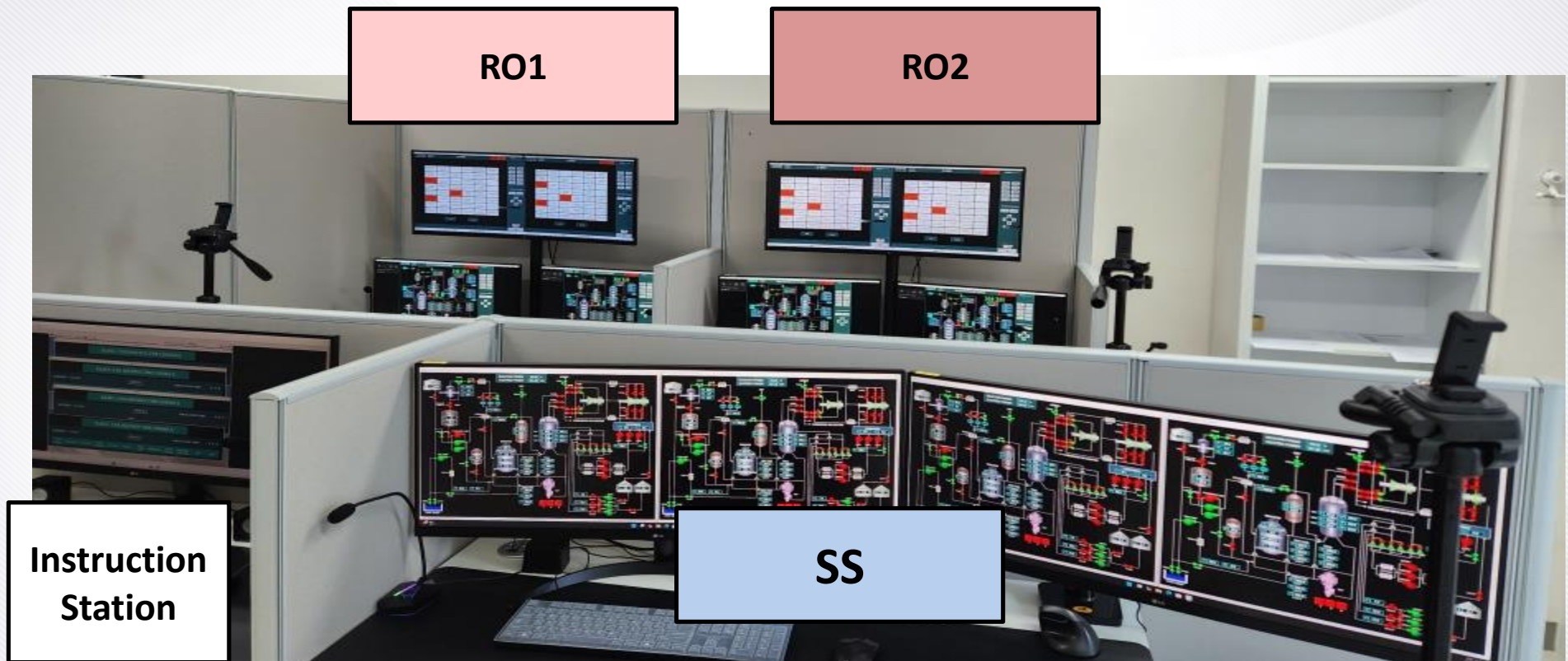
Experiment overview (2/2)

- **iSMR setting**: 4 modules managed by 3 operators
- **Performance measures**
 - Primary: **Number of errors observed, Task performance time**
 - Additional: Workload, Situation awareness, Eye tracking
- **Accidents/Transients**
 - LOCA, SGTR, ESDE
- **Subjects**
 - Graduate/undergraduate students
 - Limited number of control room operators worked in real NPPs
- **Experiment facility**
 - Integrating the four modules of CNS
 - **Three facilities** are in use now.
 - KAIST, UNIST, NESS

_Experiment facility installed in KAIST/UNIST



_Experiment facility installed in NESS

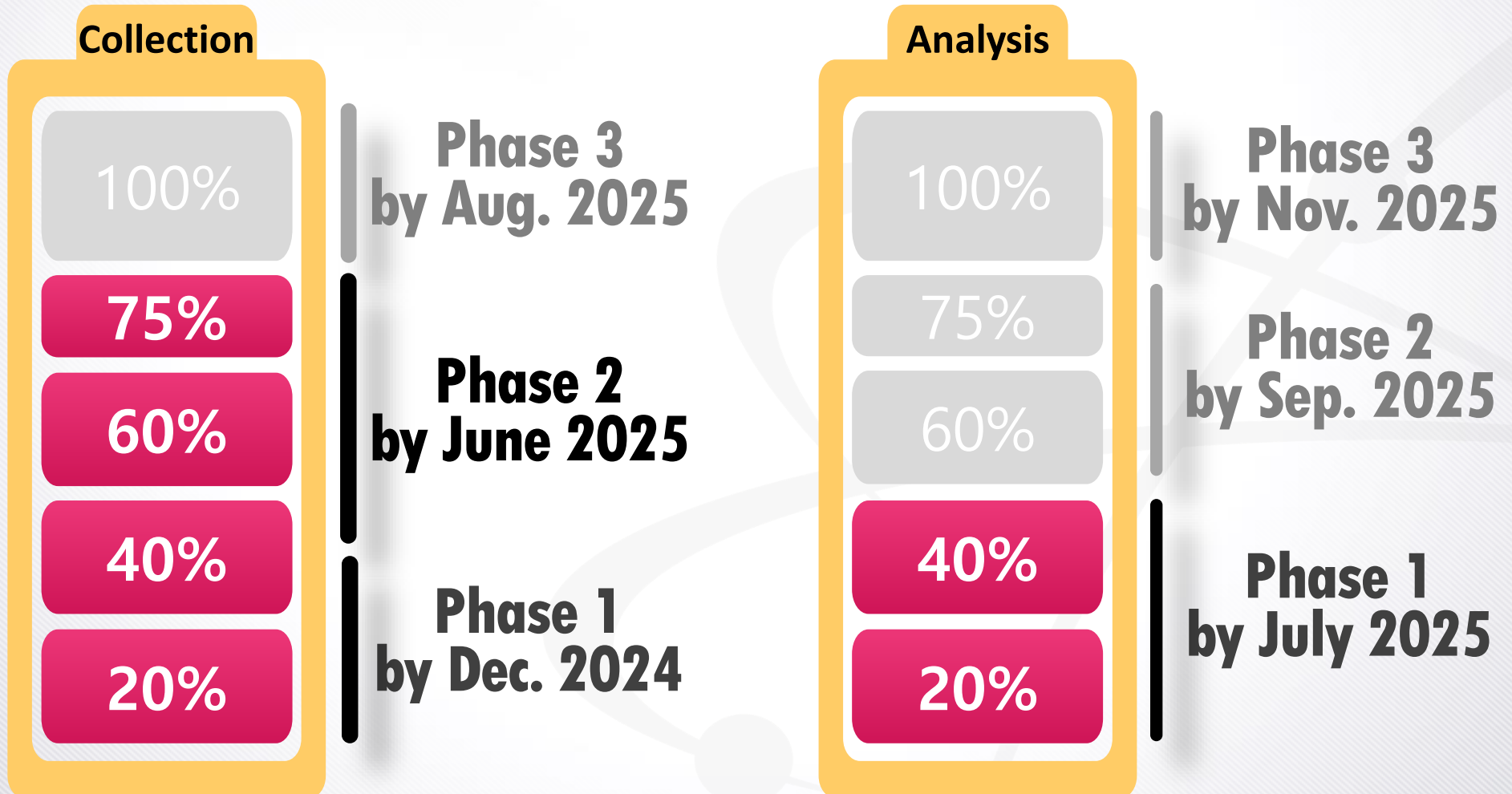


- Video recordings of each HMI* screen with the responses of subjects
- Questionnaires after experiments
- Observation notes

*Human Machine Interface

Experiment status (1/2)

100% = 252 experiments



_Experiment conditions (simulation cases)

CASE ID	M/O	SS	MM	HSI_PSS	HSI_AS	M1	M2	M3	M4
1	0.5	YES	DIF	original_pss	original_as	LOCA	Normal	Normal	Normal
2	0.5	YES	DIF	original_pss	original_as	SGTR	Normal	Normal	Normal
10	0.5	NO	DIF	supportive_pss	supportive_as	LOCA	Normal	Normal	Normal
11	0.5	NO	DIF	supportive_pss	supportive_as	SGTR	Normal	Normal	Normal
12	0.5	NO	DIF	supportive_pss	supportive_as	ESDE	Normal	Normal	Normal
37	1	YES	DIF	original_pss	original_as	LOCA	LOCA	Normal	Normal
43	1	YES	DIF	supportive_pss	supportive_as	LOCA	LOCA	Normal	Normal
49	1	NO	DIF	original_pss	original_as	LOCA	LOCA	Normal	Normal
61	1	YES	DIF	original_pss	original_as	LOCA_SI	LOCA_SI	Normal	Normal
145	2	NO	IDN	original_pss	original_as	LOCA	LOCA	SGTR	SGTR
146	2	NO	IDN	original_pss	original_as	LOCA	LOCA	ESDE	ESDE
147	2	NO	IDN	original_pss	original_as	SGTR	SGTR	ESDE	ESDE
157	2	YES	IDN	original_pss	original_as	LOCA_SI	LOCA_SI	LOCA_SI	LOCA_SI
158	2	YES	IDN	original_pss	original_as	SGTR_SI	SGTR_SI	LOCA_SI	LOCA_SI
159	2	YES	IDN	original_pss	original_as	LOCA_SI	LOCA_SI	SGTR_SI	SGTR_SI
175	2	YES	DIF	original_pss	original_as	LOCA_SI	LOCA_SI	SGTR_SI	SGTR_SI
176	2	YES	DIF	original_pss	original_as	SGTR_SI	ESDE_SI	LOCA_SI	LOCA_SI
193	2	NO	IDN	original_pss	original_as	LOCA_SI	LOCA_SI	SGTR_SI	SGTR_SI
194	2	NO	IDN	original_pss	original_as	LOCA_SI	LOCA_SI	ESDE_SI	ESDE_SI
195	2	NO	IDN	original_pss	original_as	SGTR_SI	SGTR_SI	ESDE_SI	ESDE_SI
202	2	NO	DIF	original_pss	supportive_as	LOCA_SI	LOCA_SI	SGTR_SI	SGTR_SI
203	2	NO	DIF	original_pss	supportive_as	LOCA_SI	LOCA_SI	ESDE_SI	ESDE_SI
243	2	NO	IDN	original_pss	original_as	SGTR_AFW	SGTR_AFW	ESDE_AFW	ESDE_AFW
244	2	NO	IDN	supportive_pss	original_as	LOCA_AFW	LOCA_AFW	SGTR_AFW	SGTR_AFW
252	2	NO	DIF	supportive_pss	original_as	SGTR_AFW	SGTR_AFW	ESDE_AFW	ESDE_AFW

Experiment status (2/2)

■ Preliminary results from Analysis (Phase 1)

- Both **AMO** and **Homogeneity** significantly affect the performance of subjects.
- Nominal HEPs and PSF multipliers will be determined based on experiment results.

		UA [*]	Recovery	Recovery rate	Averaged UA
AMO	0.5	10	8	0.80	2.50
	1	59	7	0.12	3.28
	2	Under analysis			
Abnormal scenario	LOCA	10	4	0.40	2.50
	ESDE	38	6	0.16	2.92
	SGTR	23	15	0.65	2.56

*Unsafe act (Human error)

Q&A

PSA 워크숍 2025

국내 소형모듈원자로(SMR) 리스크 분야 현황 - 대구 EXCO, 2025.07.03-04

SMR 피동안전계통 신뢰도 평가 기술

조재현

중앙대학교

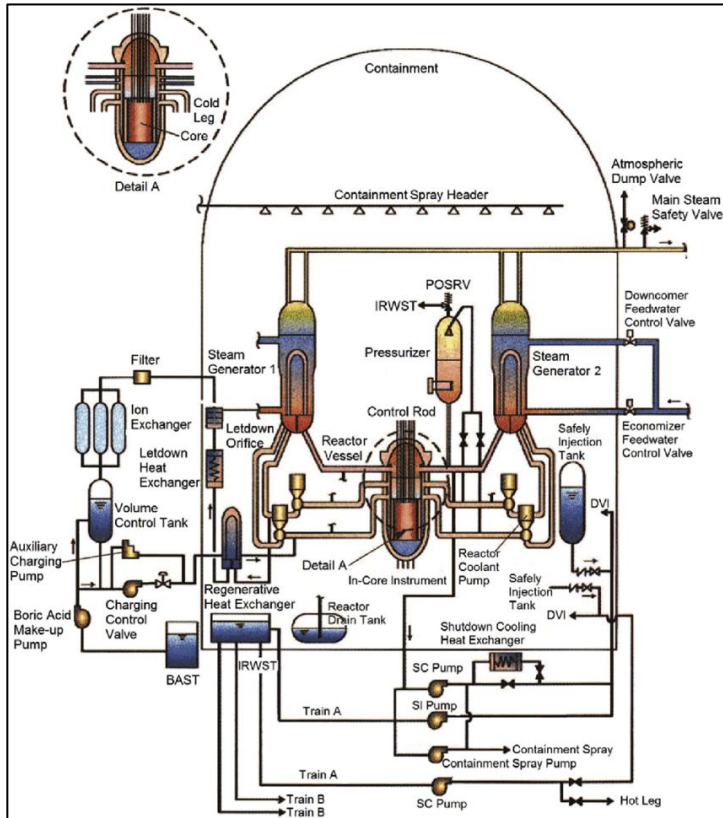


중앙대학교
CHUNG-ANG UNIVERSITY

신규원전의 핵심기술: 피동안전계통

대형원자로

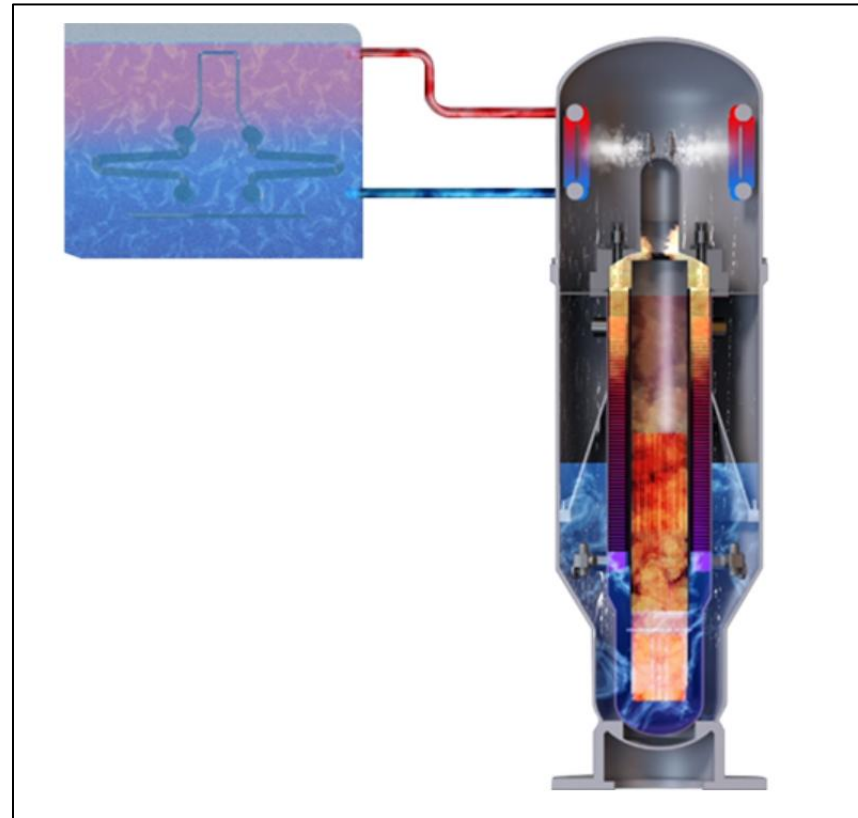
➔ 상대적으로 높은 잔열 ➔ 전력에 의한 능동계통



KHNP, APR1400 Design Control Document, 2014

SMR /AR (Advanced Reactor)

➔ 낮은 잔열 ➔ 자연력에 의한 피동계통



<https://ismr.or.kr/sub/technology>

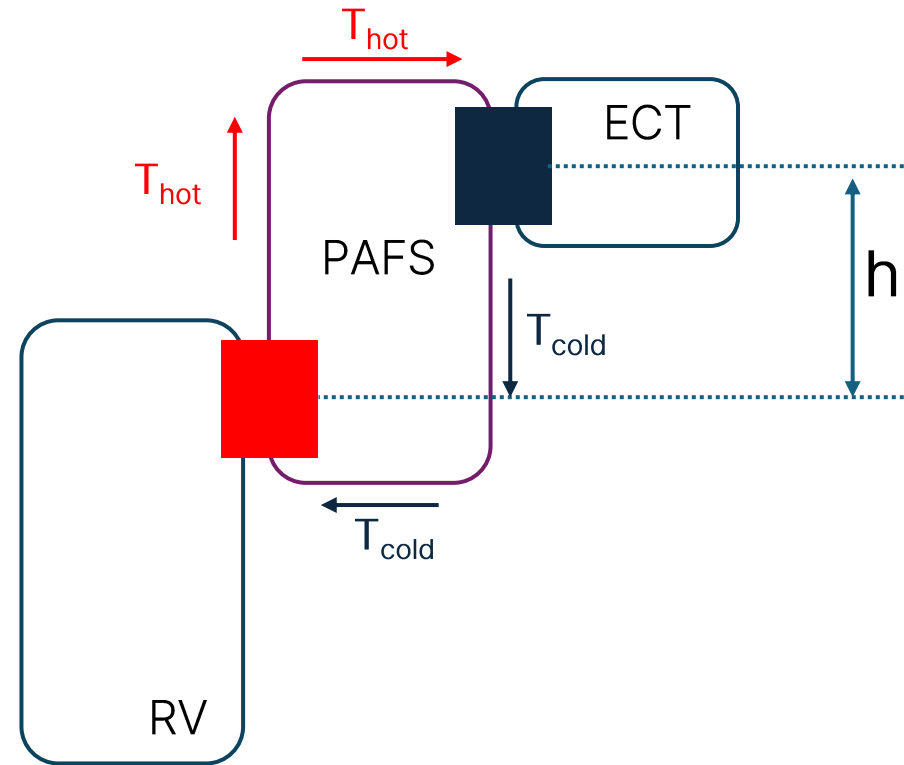
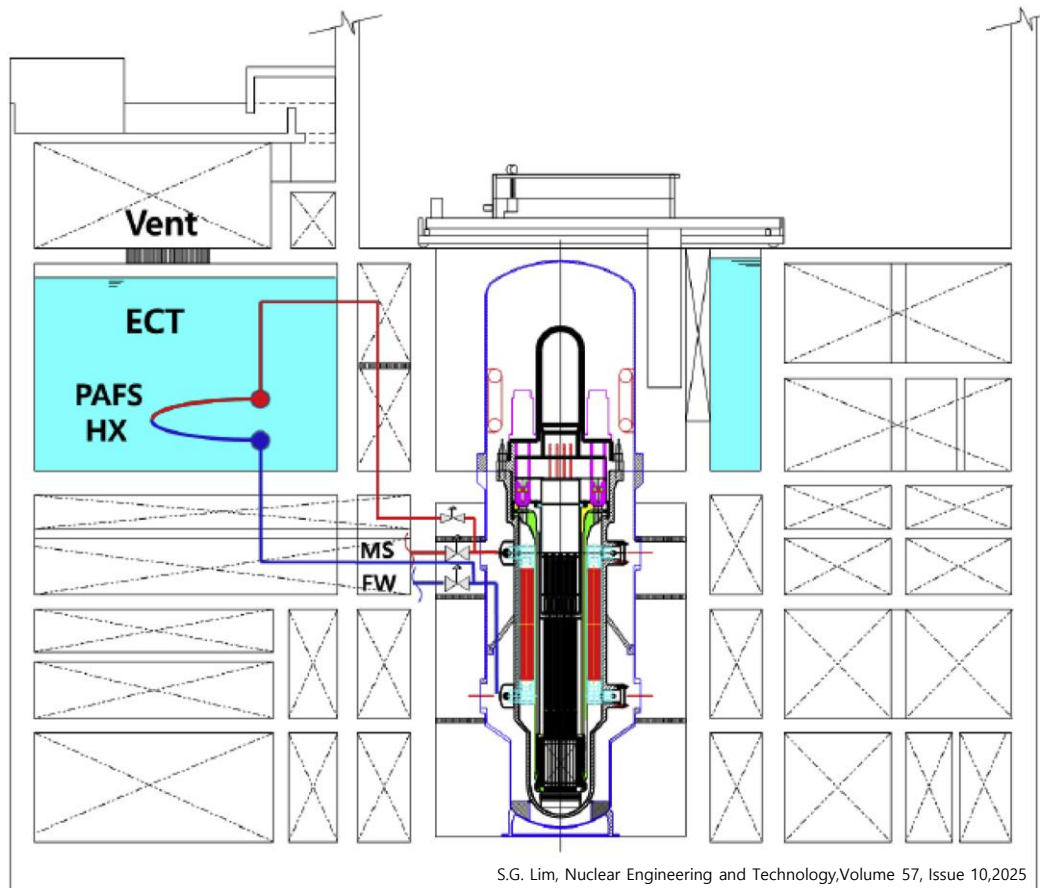
능동안전계통 vs. 피동안전계통

구분	능동안전계통	피동안전계통
작동원리	외부전원/동력장치로 펌프/밸브 등을 구동	중력, 자연순환 등 자연력을 활용
기동방식	센서 신호 + 자동제어 또는 운전원 조치	별도 신호 없이도 조건 충족 시 자발적 작동
구성요소	펌프, 전동밸브, 디젤발전기, 전기계통	배관, 탱크, 열교환기 등 비교적 단순
이점	고출력으로 즉각적인 동작 가능, 성능 예측	설계 단순, 전원 및 사람 개입 불필요
한계/고장 양상	전원 상실, 기기 고장, 계통 오작동, 운영오류	물리현상 불충분, 초기조건에 민감, 성능 변화
신뢰도 특징	부품 단일고장 등 정량화된 데이터 활용	현상 모델 불확실성, 실패기준 정의 필요

i-SMR의 피동안전계통: PAFS

PAFS (Passive Aux. Feedwater System)

자연순환을 통해 RV-SG에서 잔열을 제거



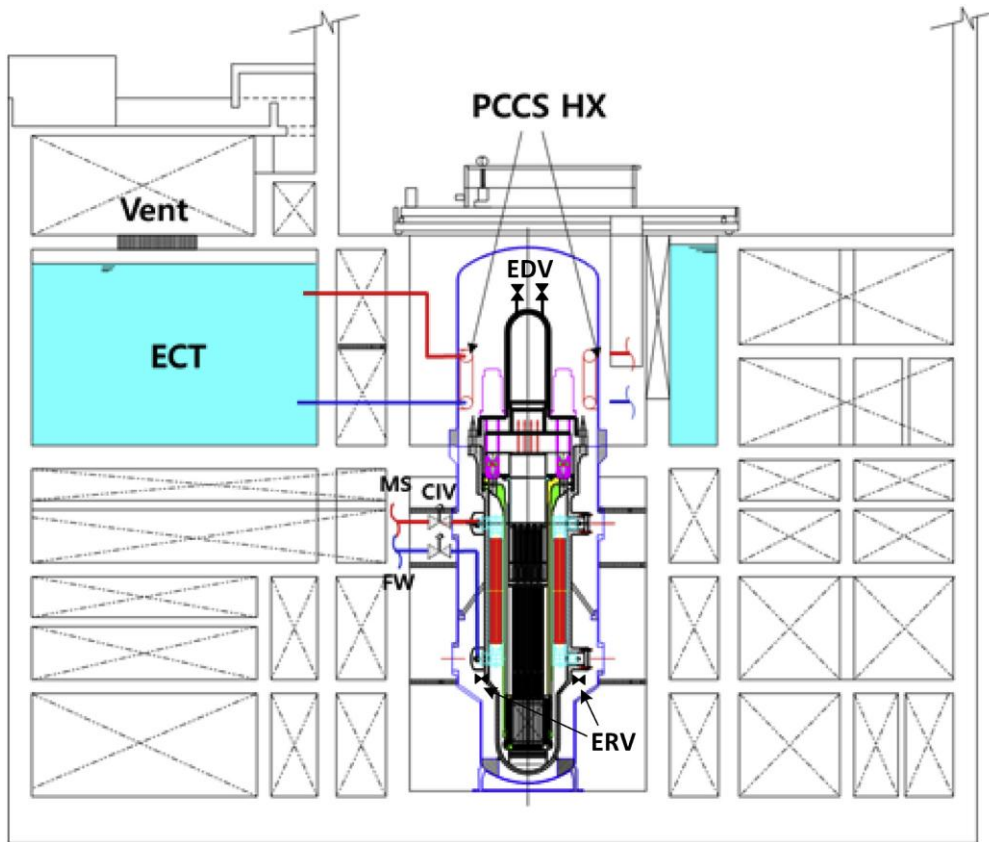
$$\rho g \beta h \Delta T = \sum \frac{1}{2} \rho V_i^2 \left(K_i + f_i \frac{l_i}{d_i} \right)$$

부력 \longleftrightarrow 마찰력

i-SMR의 피동안전계통: PECCS+PCCS

PECCS (Passive ECCS) + PCCS (Passive CV Cooling System)

정수압차이에 의한 내부순환 + 자연순환에 의한 CV 열제거



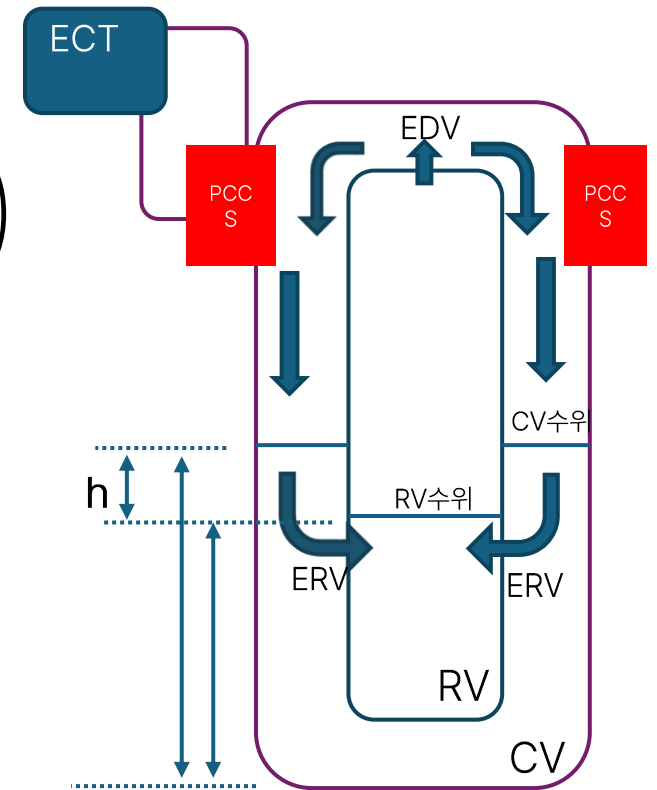
S.G. Lim, Nuclear Engineering and Technology, Volume 57, Issue 10, 2025

$$\rho g \beta h \Delta T = \sum \frac{1}{2} \rho V_i^2 \left(K_i + f_i \frac{l_i}{d_i} \right)$$

부력 \longleftrightarrow 마찰력

$$\rho g h = \sum \frac{1}{2} \rho V_i^2 \left(K_i + f_i \frac{l_i}{d_i} \right)$$

정수압차이 \longleftrightarrow 마찰력



피동안전계통의 특성

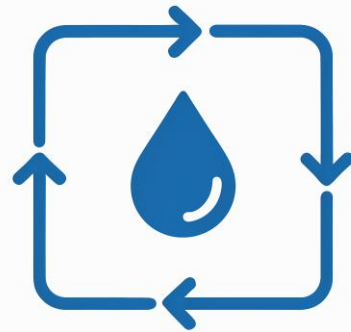
- 작은 자연력 간의 iteration을 통해 최종 자연순환 유량이 도출되고, 해당 유량은 시간에 따라 변화
- f, l, d, K와 같은 물리적 형상에 의해 유량이 결정되므로 설계 및 예측하기 쉽지 않음.

$$\rho g \beta h \Delta T = \sum \frac{1}{2} \rho V_i^2 \left(K_i + f_i \frac{l_i}{d_i} \right)$$

부력 \longleftrightarrow 마찰력

$$\rho g h = \sum \frac{1}{2} \rho V_i^2 \left(K_i + f_i \frac{l_i}{d_i} \right)$$

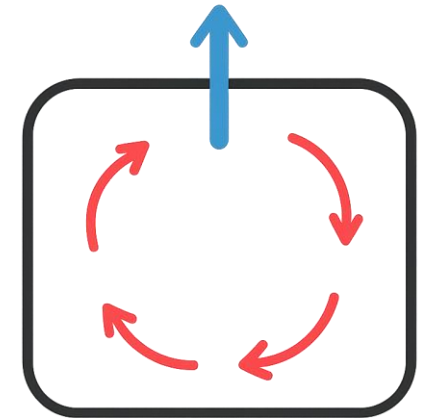
정수압차이 \longleftrightarrow 마찰력



$$\dot{m} = \rho A V$$

자연순환 유량

Heat Removal



온도 분포 및 열 제거량

국내 선진원자로 피동안전계통 (1/3)

SALUS-100

➔ PDHRS (Passive Decay Heat Removal System): 공기 자연순환

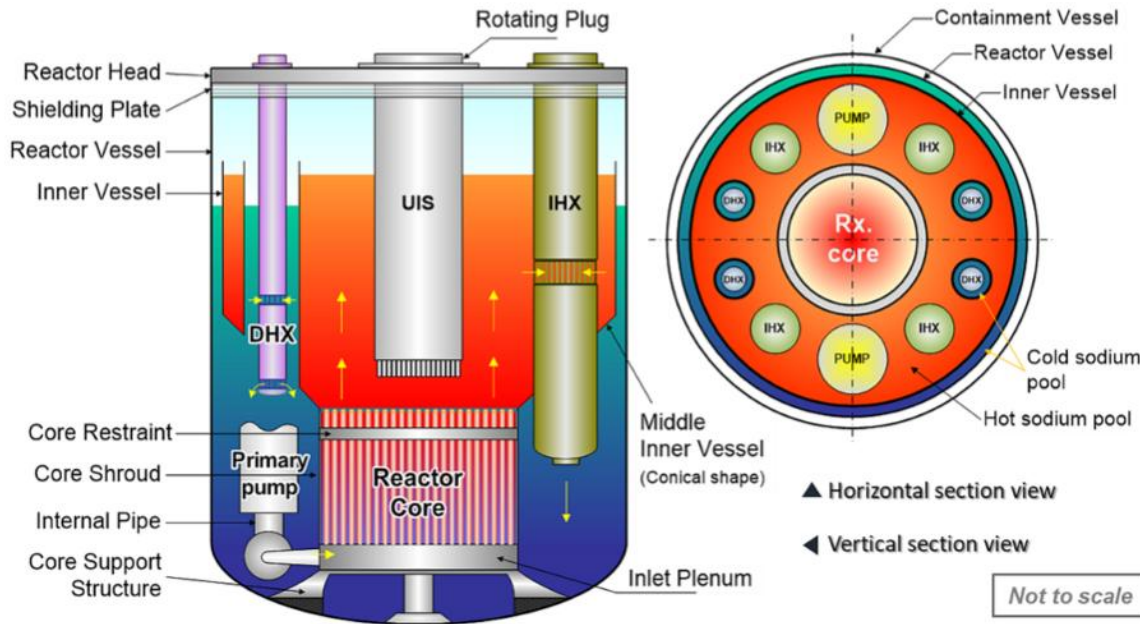


Fig. 7. PHTS arrangements for SALUS-100.

Ref. Nuclear Engineering and Design 420 (2024) 11299

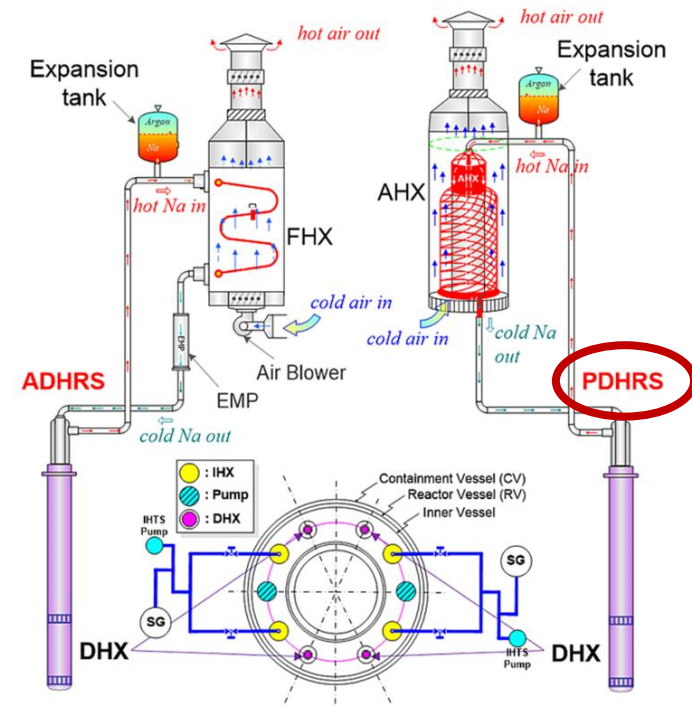
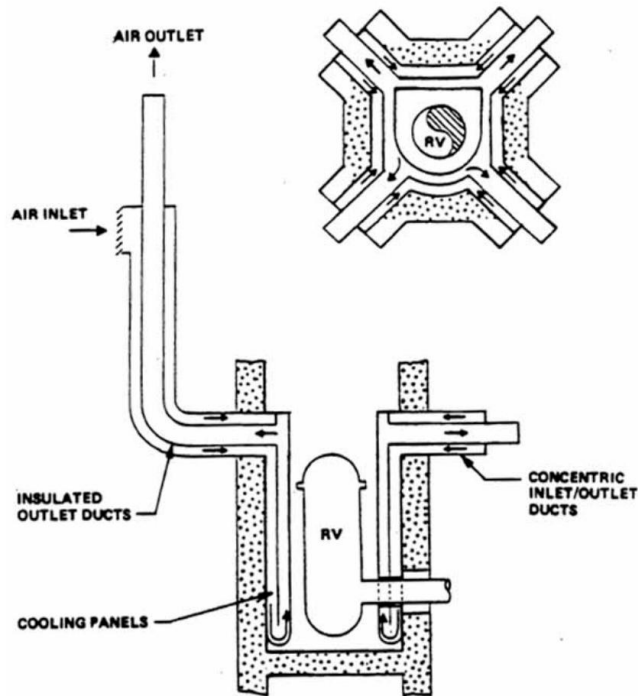


Fig. 9. General Concept of DHRS arrangements for SALUS-100.

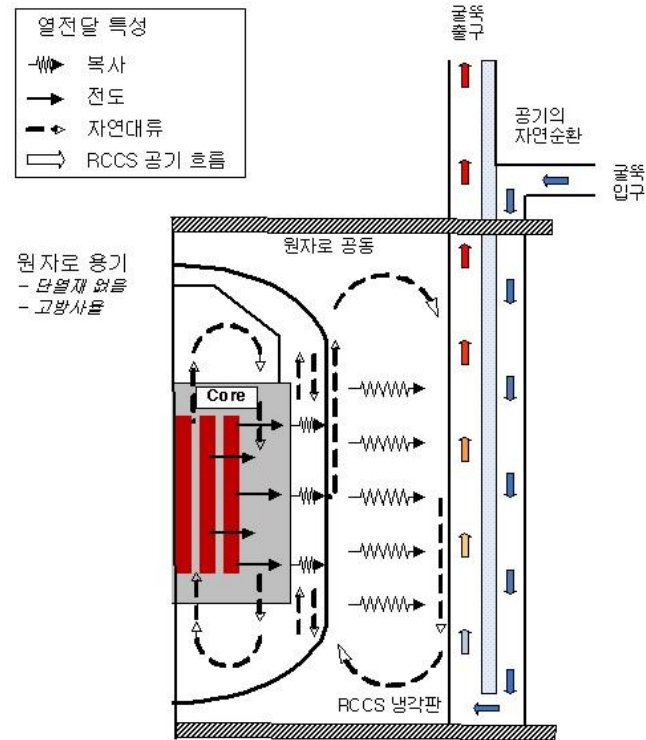
국내 선진원자로 피동안전계통 (2/3)

VHTR (Very High Temperature Reactor)

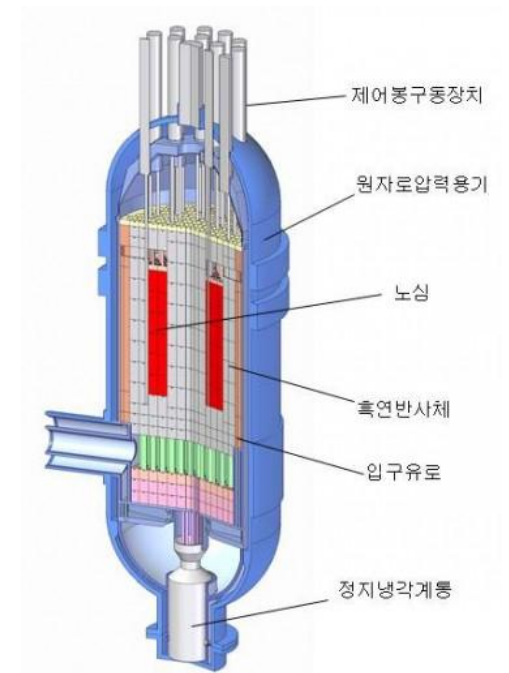
➔ Air-Cooled RCCS (Reactor Cavity Cooling System): 공기 자연순환



Ref. Schematics of air-cooled RCCS, KNS, KAERI, May 2012. and ANL/NSE-21/3, 2021.



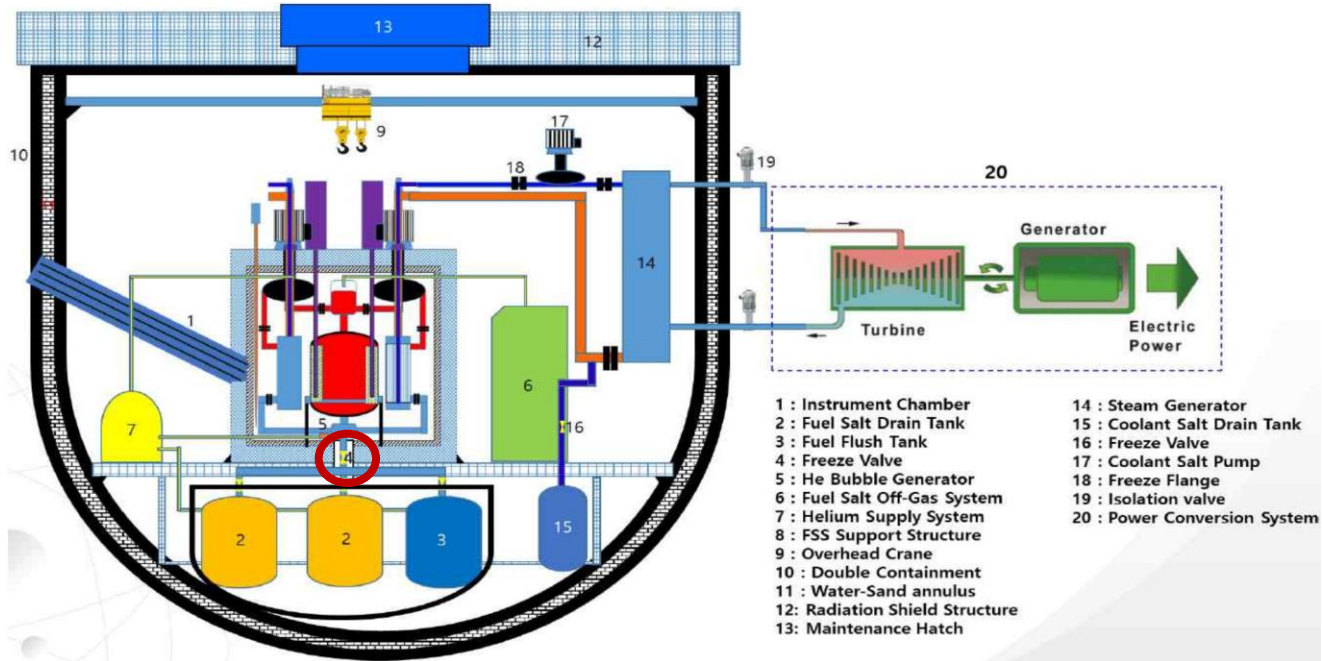
Ref. VHTR 피동안전 원리 모식도, KAERI, 2015.



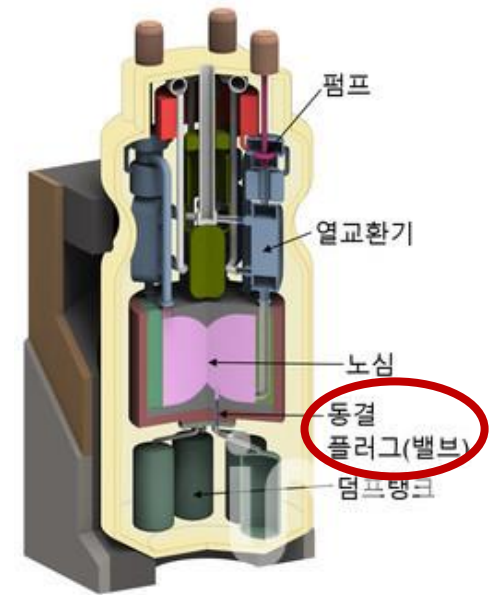
국내 선진원자로 피동안전계통 (3/3)

K-MSR

Freeze Valve



Ref. KNS-257-Sanghoon Bae, KAERI, May 2024.



Ref. MSR 개념도, KAERI, 2023.

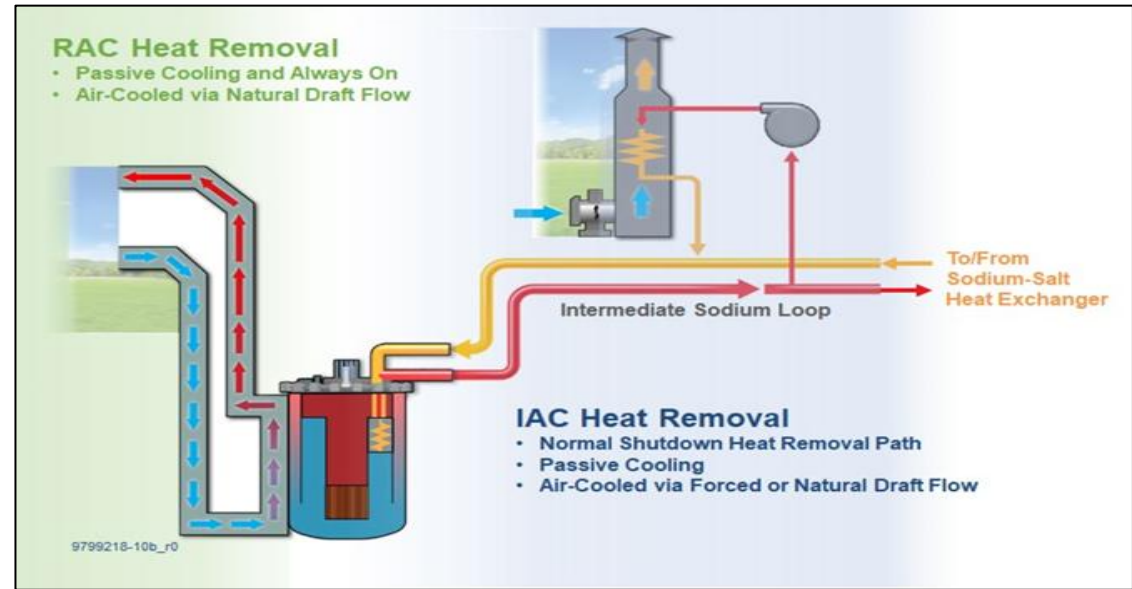
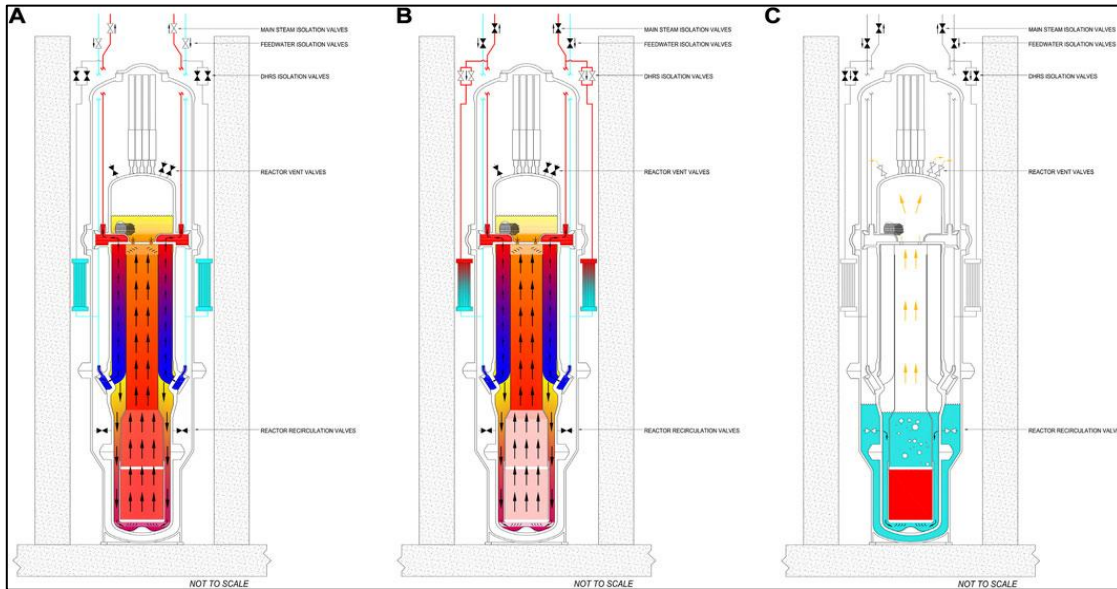
국외 SMR/AR 피동안전계통 현황 (1/2)

NuScale

- ➔ Decay Heat Removal System (DHRS)
- ➔ Emergency Core Cooling System (ECCS)

Natrium

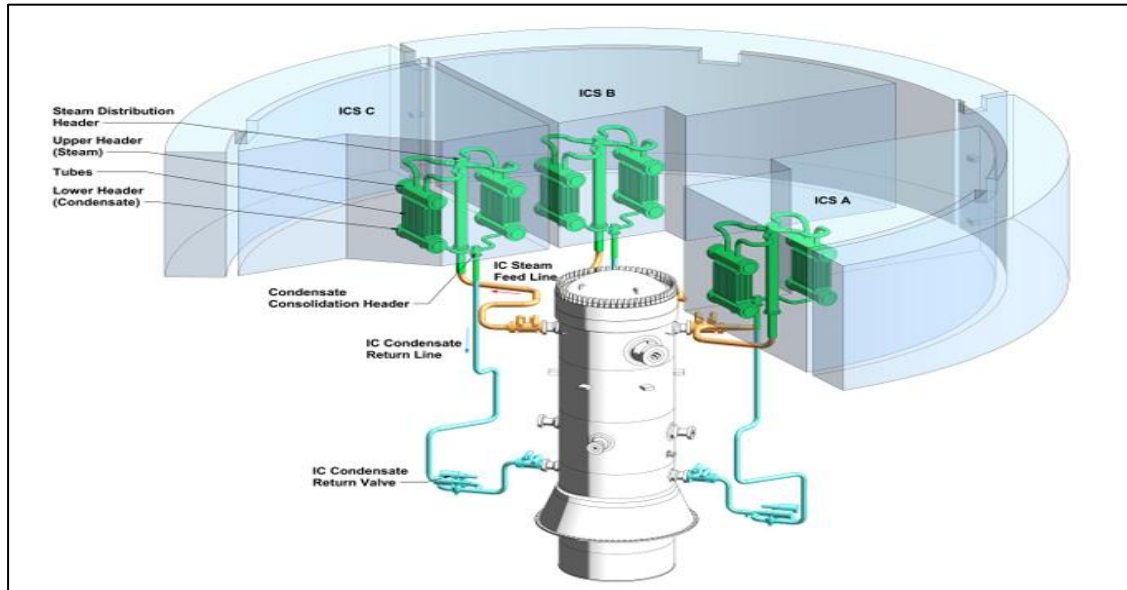
- ➔ Reactor Air Cooling (RAC)
- ➔ Intermediate Air Cooling (IAC)



국외 SMR/AR 피동안전계통 현황 (2/2)

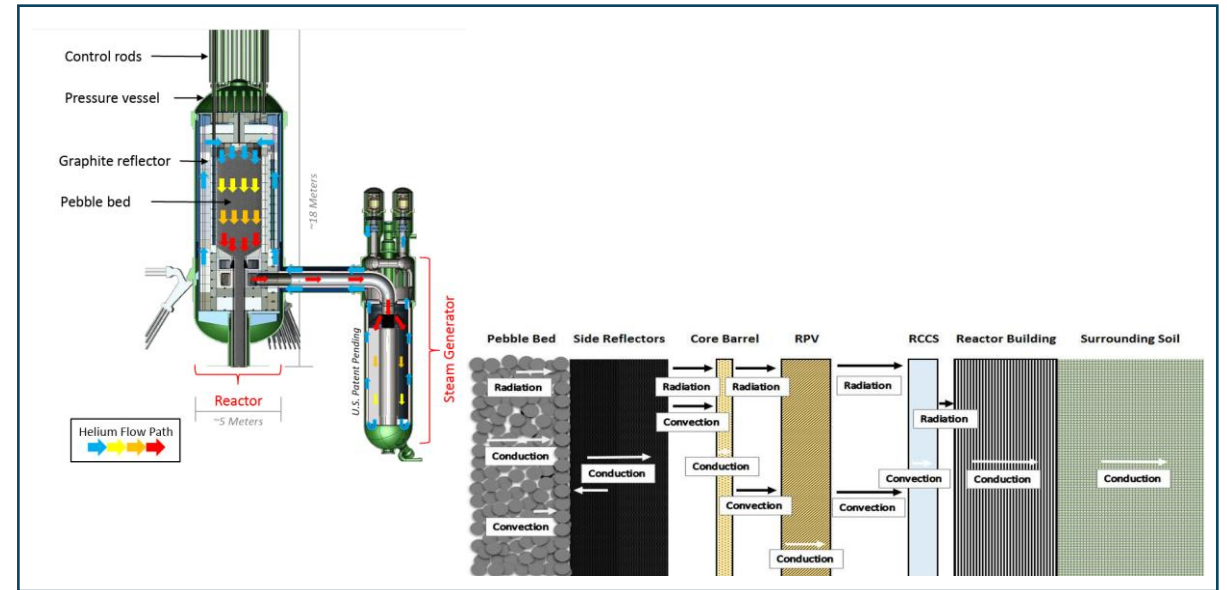
BWRX-300

- ➔ Isolation Condenser System (ICS)
- ➔ Passive Containment Cooling System (PCCS)



Xe-100

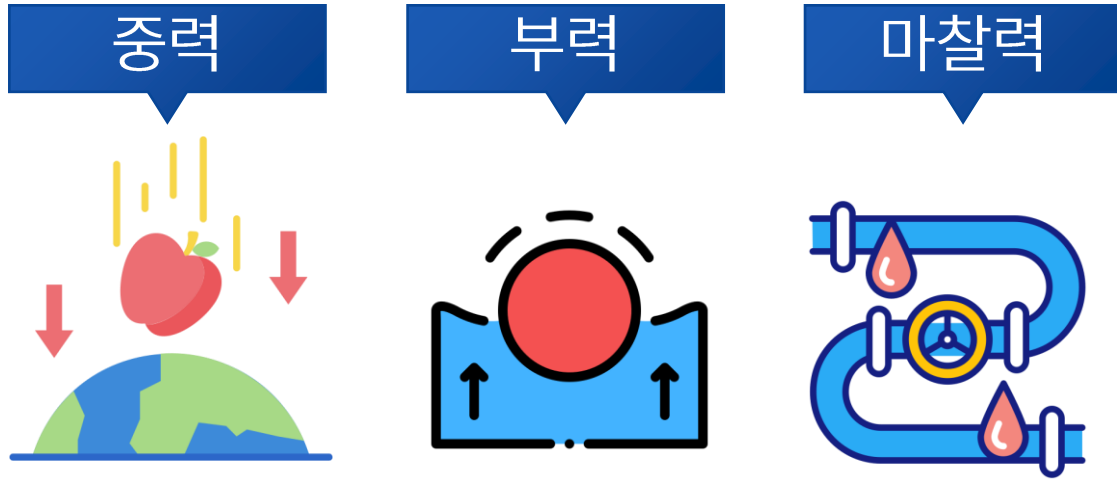
- ➔ Reactor Cavity Cooling System (RCCS)



피동안전계통: 높은 신뢰도 + 낮은 안정성

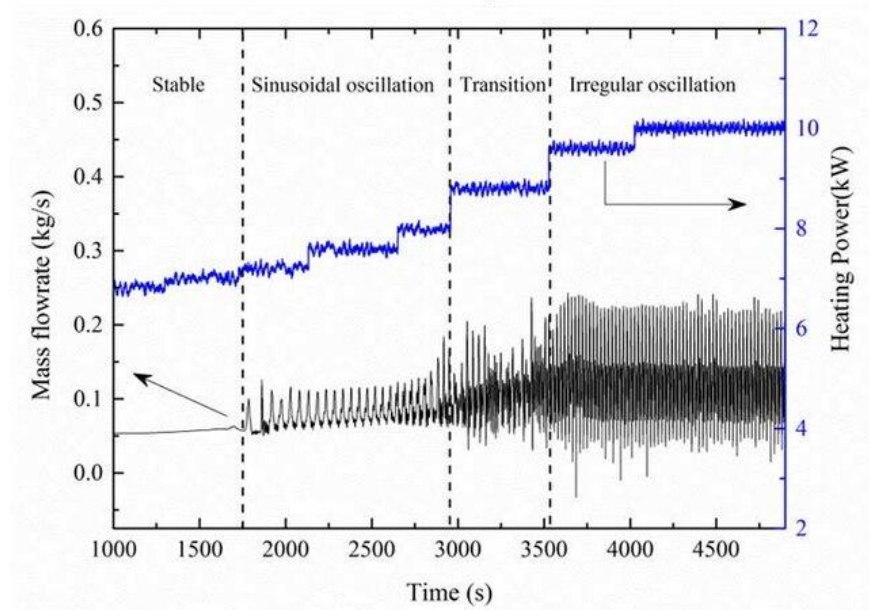
자연력 (Natural Force)는 실패하지 않을 것이라는 믿음

▶ 높은 신뢰도



기존 안전계통에 비해서 구동력이 낮음

▶ 낮은 안정성

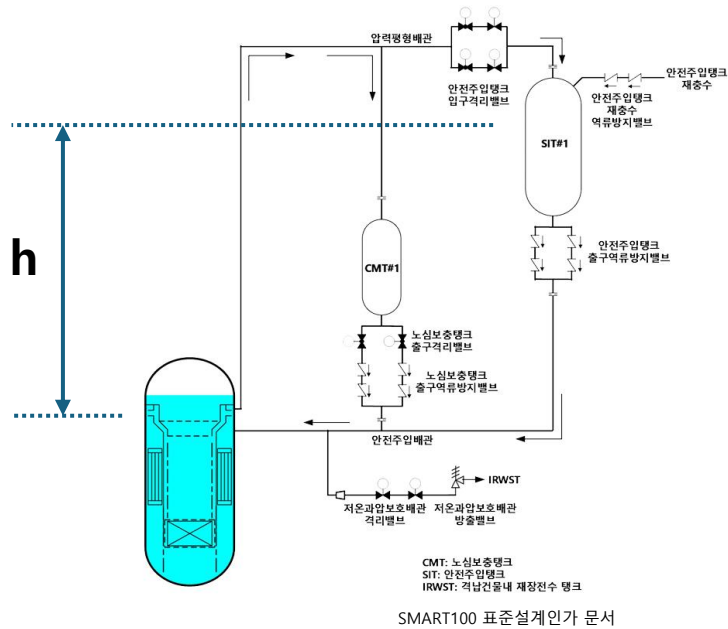


Q.Wang, Numerical simulation of TH characteristics in a closed loop NC system, 2019

피동안전계통: 낮은 구동력

중력급수 구동력

➔ SMART100 CMT/SIT

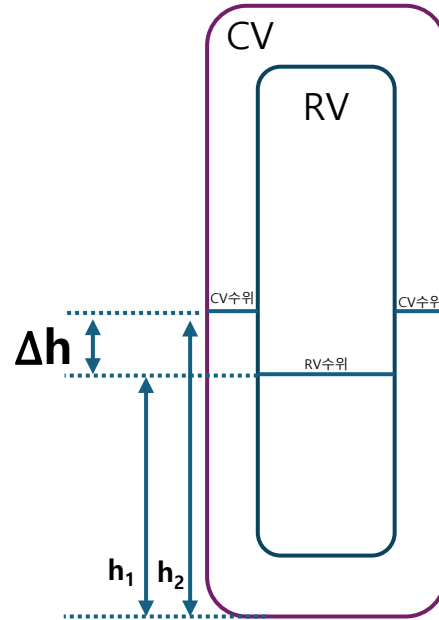


$$\rho gh \sim 1000 \times 10 \times 10 \text{ [m]} \\ = 1.0E5 \text{ [N/m}^2\text{]}$$

>

정수압차이 구동력

➔ i-SMR PECCS

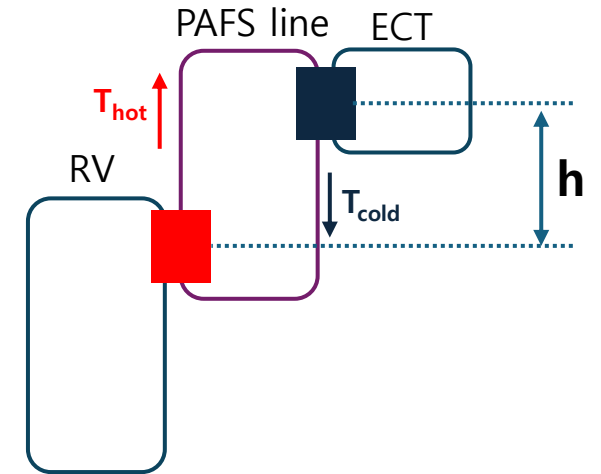


$$\rho g \Delta h \sim 1000 \times 10 \times 1 \text{ [m]} \\ = 1.0E4 \text{ [N/m}^2\text{]}$$

>

자연순환 구동력

➔ i-SMR PAFS

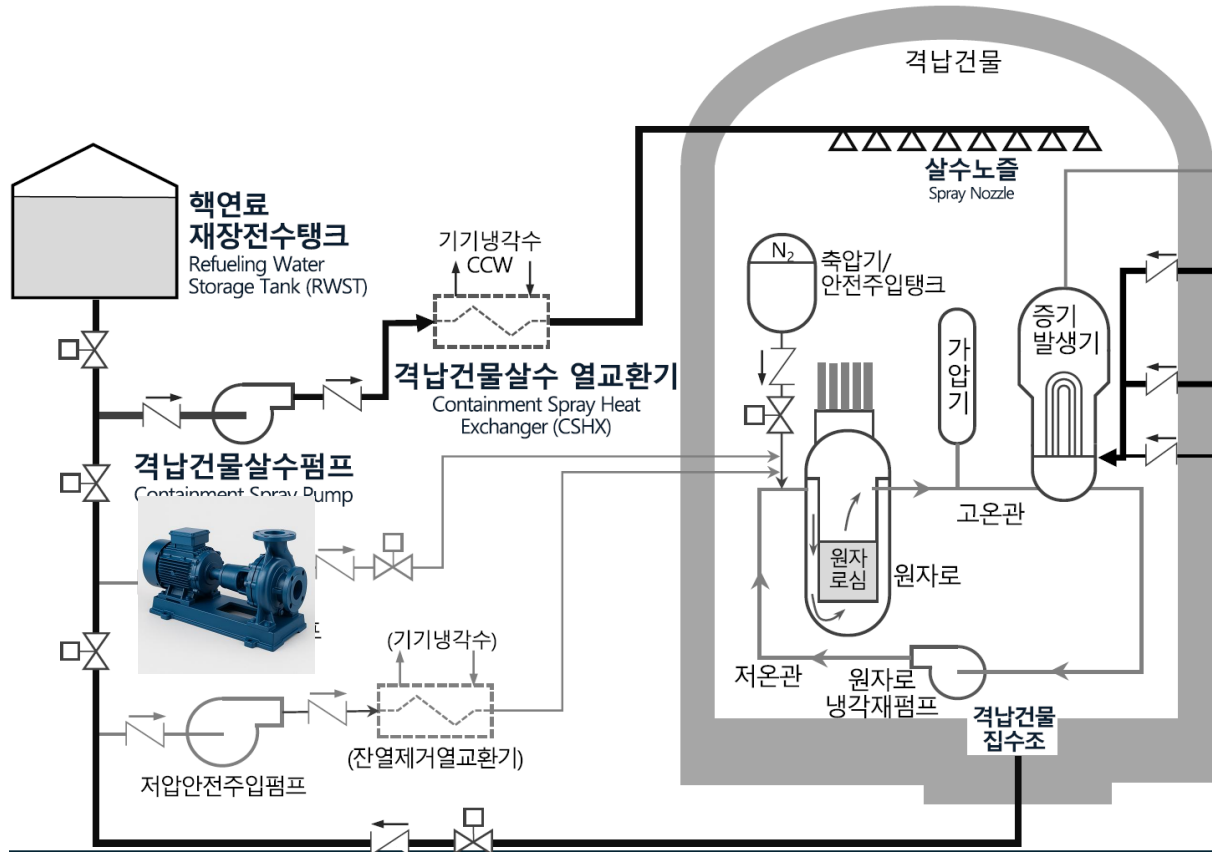


$$\rho g \beta h \Delta T \sim 1000 \times 10 \times 4E-4 \times 10 \text{ [m]} \times 70 \text{ [K]} \\ \sim 3,000 \text{ [N/m}^2\text{]}$$

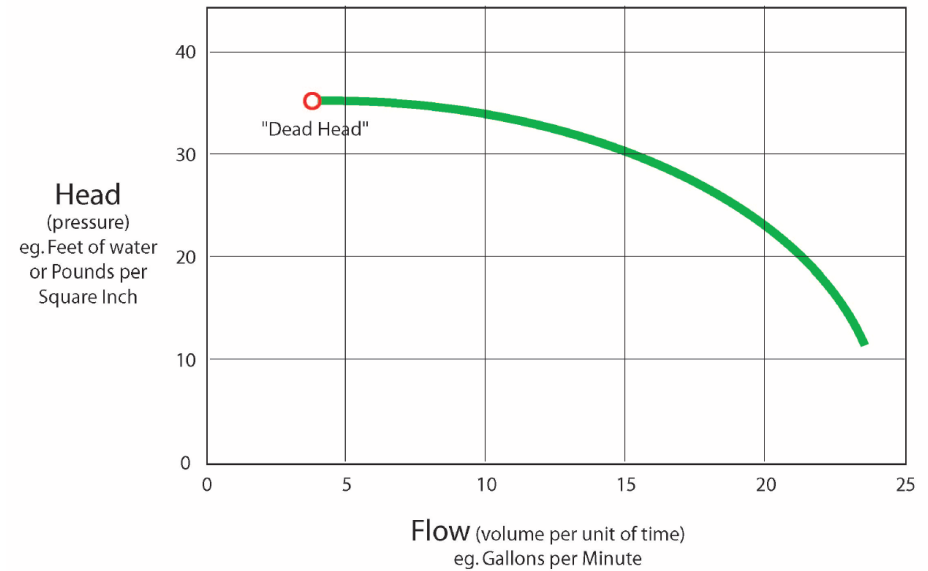
피동안전계통: 낮은 구동력

능동계통의 구동력

➔ 고압안전주입펌프



구동력 ~ RCS 압력 @ 주입
~ 125bar ~ **1.0E7 N/m²**



피동안전계통: 낮은 구동력 vs. 높은 신뢰도

구동력은 낮지만 자연력의 메커니즘은 실패하지 않으므로 신뢰도가 매우 매우 높다?

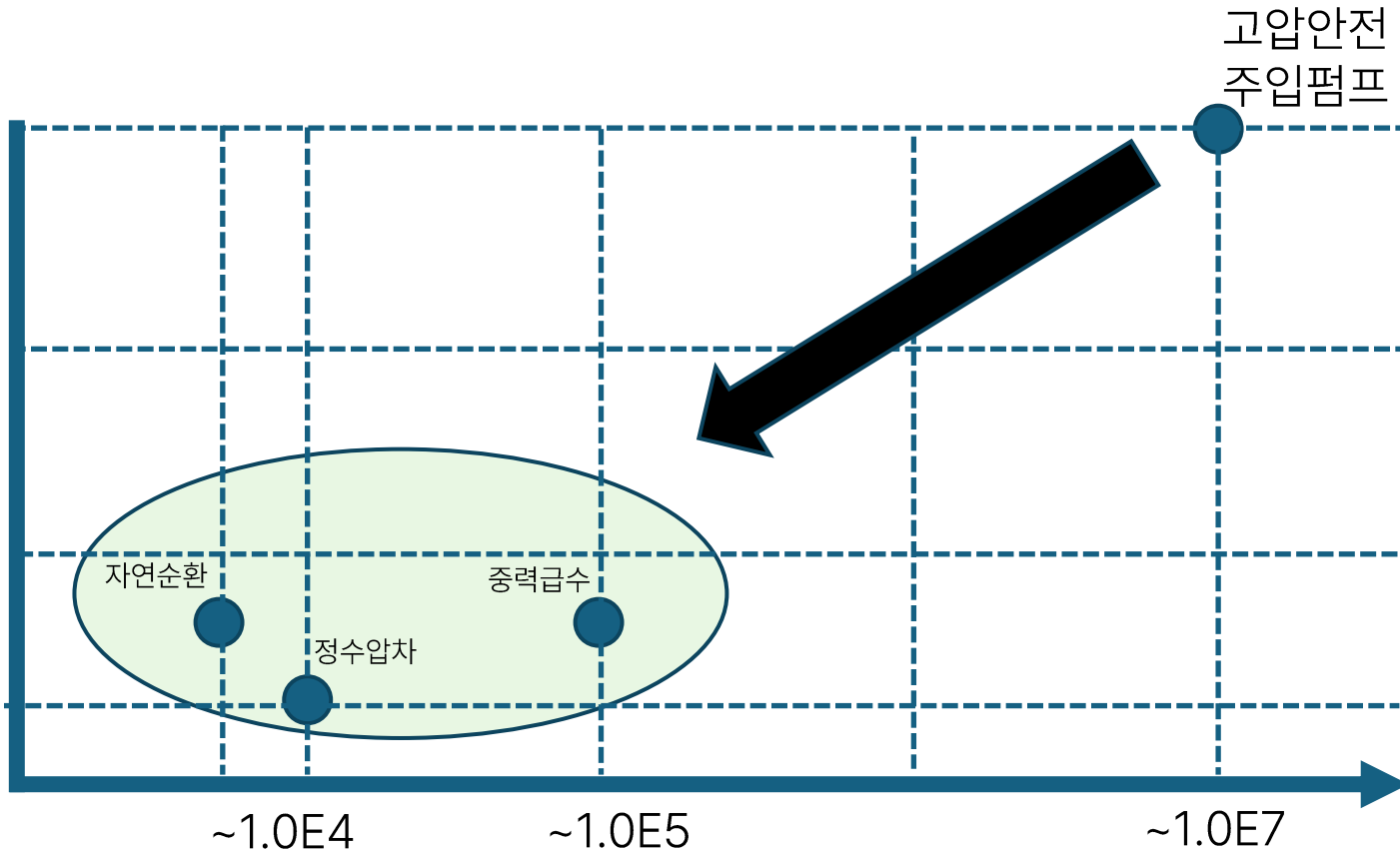
이용불능도
(Unavailability)

1.0E-3

1.0E-4

1.0E-5

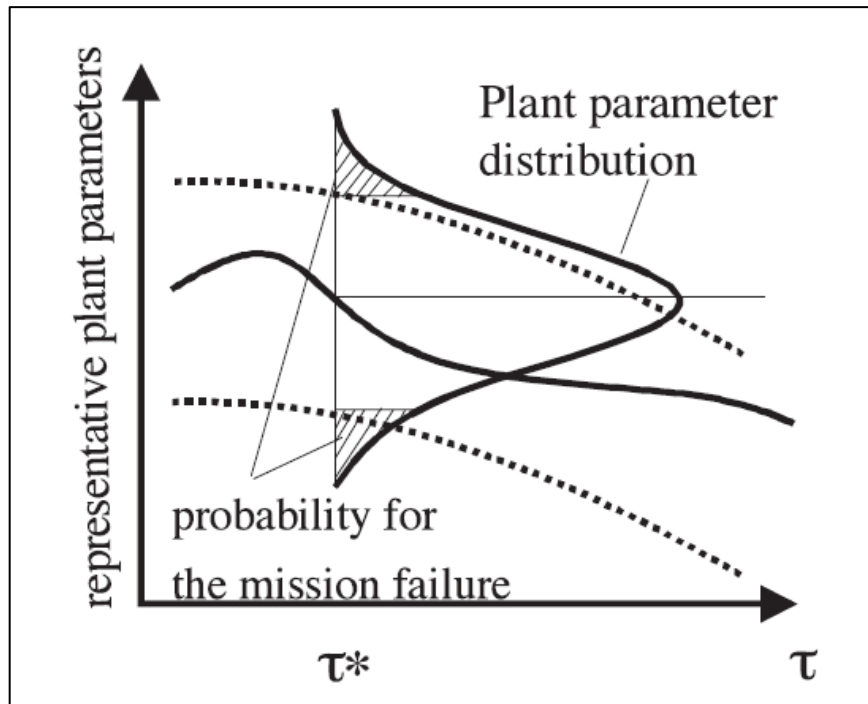
1.0E-6



구동력 (Driving Force) [N/m²]

피동안전계통: 기능적실패 (Functional Failure)

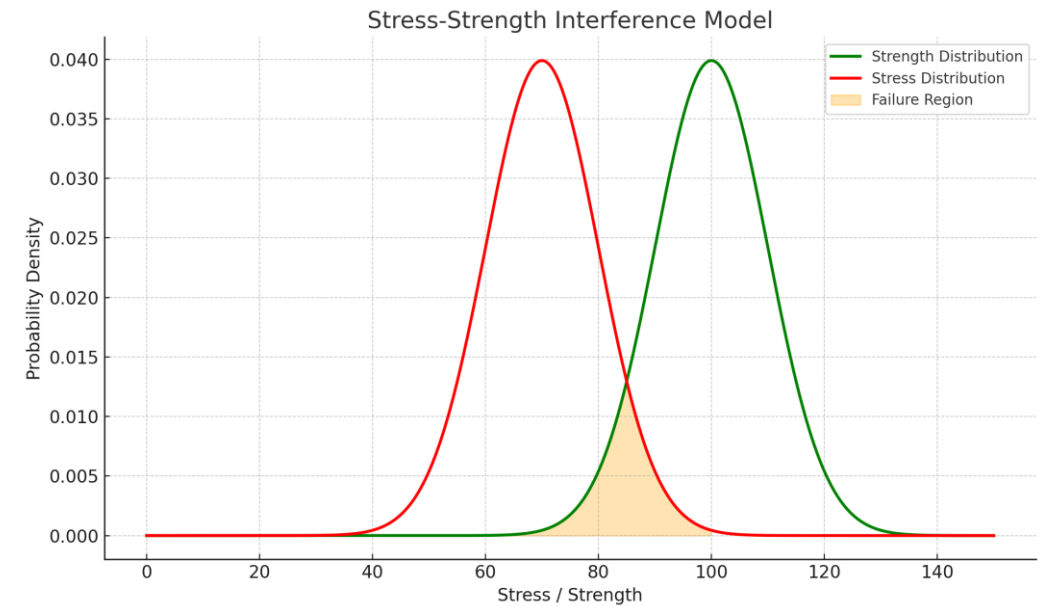
■ 피동계통의 기능적실패 개념



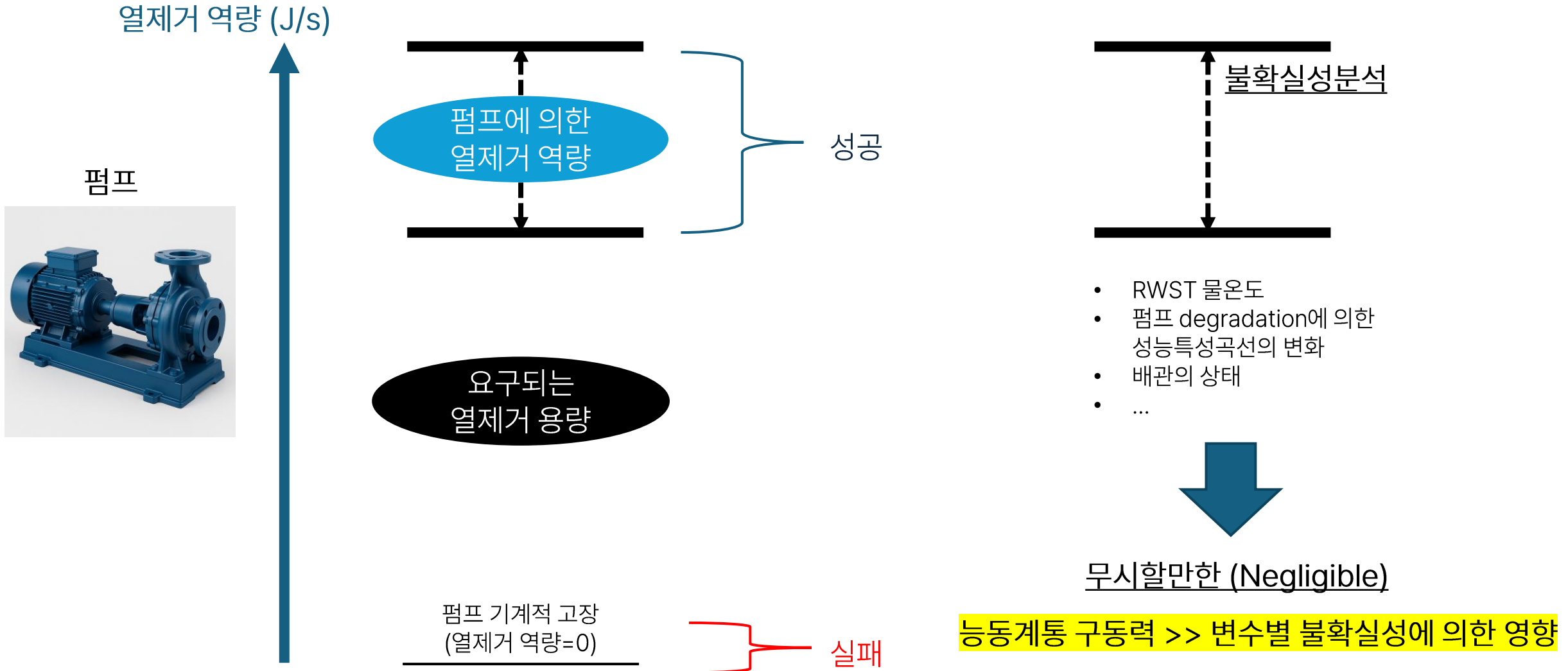
L.Burgazzi, Functional failure analysis of a thermal-hydraulic passive system, Nuclear Technology 144(2), 2003

■ Stress-Strength 곡선

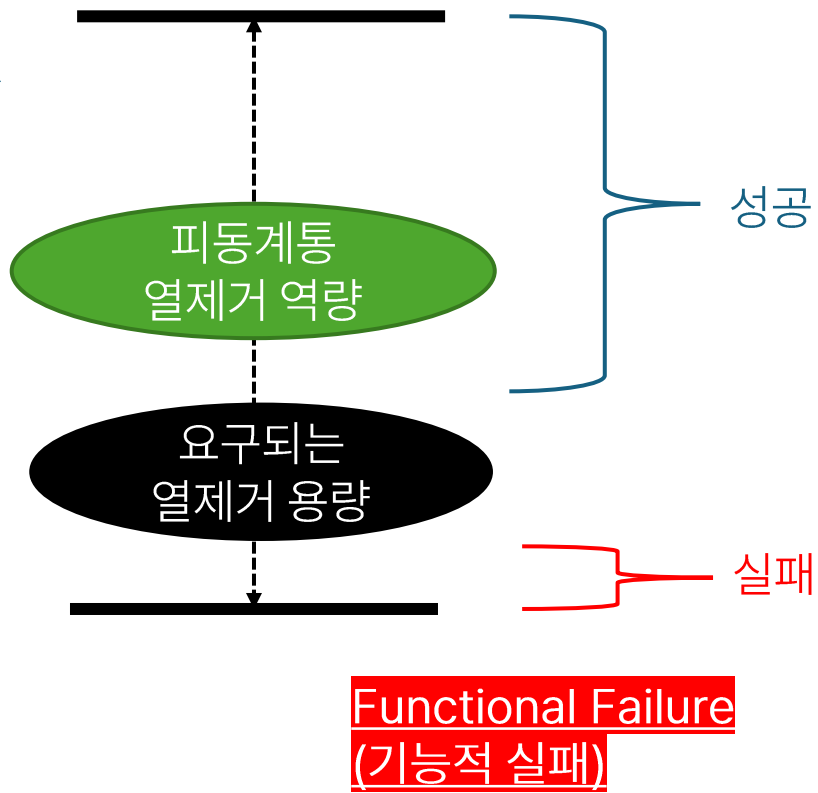
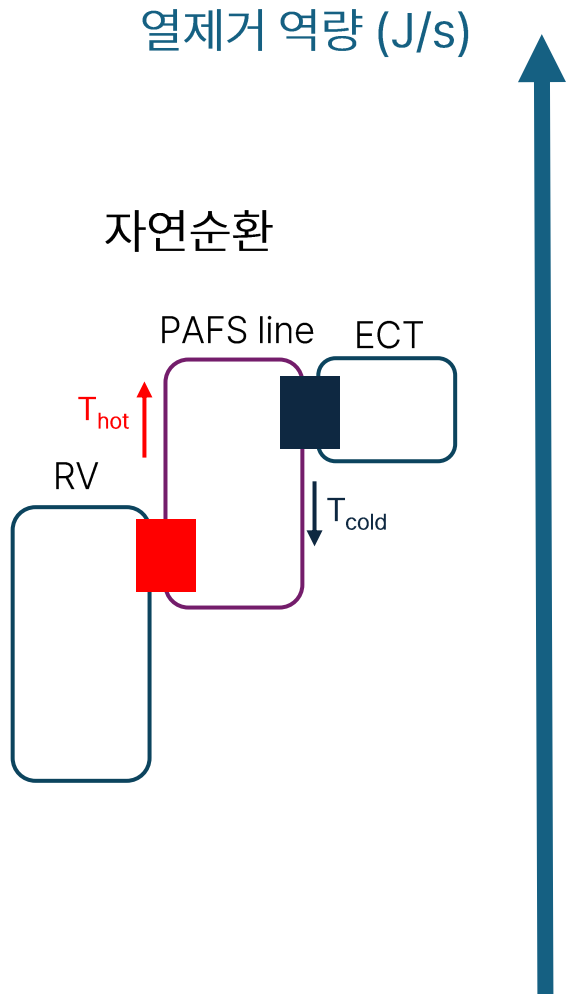
Load-Capacity Diagram



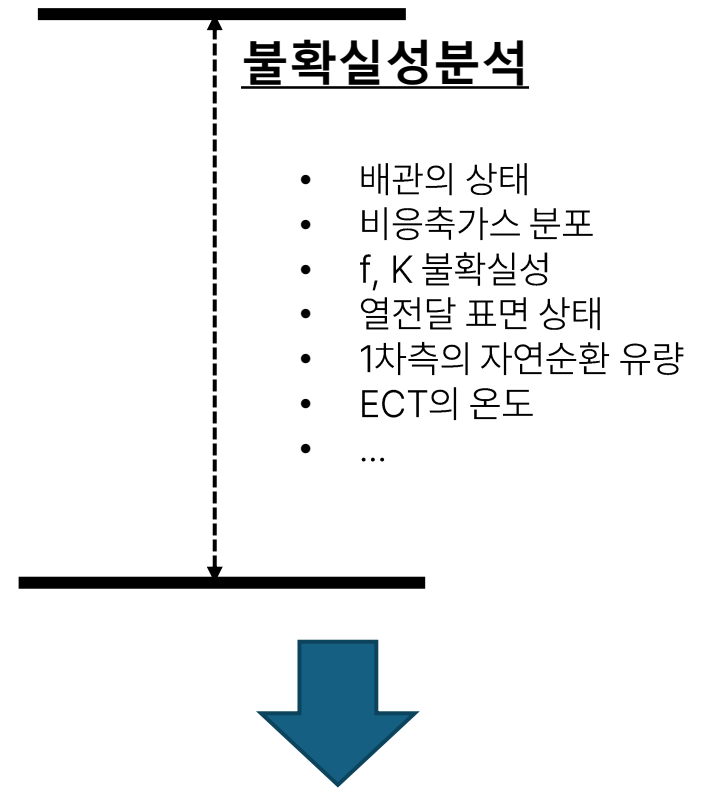
능동안전계통: 펌프의 기계적 고장이 중요



피동안전계통: 기능적실패 (Functional Failure)

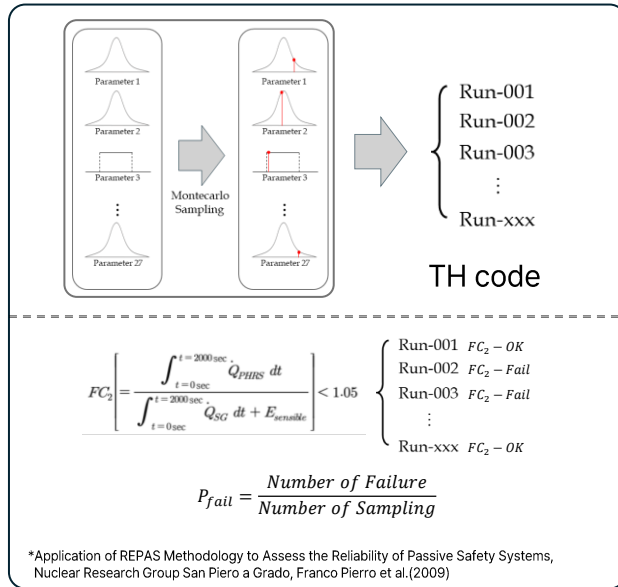


피동 메커니즘 고장 없음 **X**



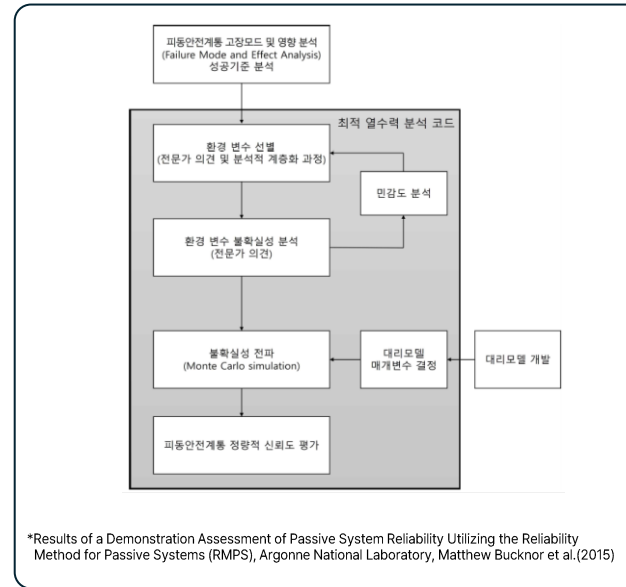
피동계통 구동력 > 변수별 불확실성에 의한 영향

피동안전계통 신뢰도 평가 방법론



▶ REPAS 방법론

- 계통 성능에 영향을 주는 핵심변수의 **불확실성 전파를 바탕으로** 피동안전 계통 기능실패를 **확률적으로 접근**
- 단순하지만 많은 열수력 분석 필요



▶ RMPS 방법론

- 계통 성능에 영향을 주는 핵심변수 선정 후 **Failure Surface를 정량화**
- **Failure Surface에 대해서 다량의 입력을 Sampling하여 신뢰도를 정량화하여 계산비용을 절감**

Wilks Formula를 이용한 Threshold

■ 제한된 시뮬레이션 결과로 신뢰도 있는 결론을 내릴 수 있는 통계 기법

95% 신뢰도로 결과의 95%를 포함하는 값을 얻고 싶다면, 59회 수행하여 최댓값 사용

Target Failure Probability	Success Coverage (CP)	Simulations Required
1.0E-2 (1%)	99%	~299
1.0E-3 (0.1%)	99.9%	~2,994
1.0E-4 (0.01%)	99.99%	~29,960
1.0E-5 (0.001%)	99.999%	~299,600

i-SMR 피동계통 신뢰도평가 계획

- i-SMR의 피동계통: PECCS, PCCS, PAFS
 - ✓ Transient, SLOCA에 대해서 한 가지씩 분석을 수행
 - ✓ PECCS + PCCS 분석 / PAFS 분석
 - ✓ Failure Criteria
 - PCCS의 열제거량, ECT를 통한 열제거량이 잔열 대비 x % 이하
 - CV 압력 ~ 50 bar
- i-SMR은 아래 two track을 진행
 - ✓ RMPS 방법론을 기반으로 meta model (DL or GP) + Adaptive Sampling을 사용
 - ✓ Wilks formula 기반 30,000번 분석수행을 통해 1.0E-4 을 보장

감사합니다



CINEMA
CAU Nuclear LAB

jcho@cau.ac.kr

혁신형 SMR EPZ 평가 방법론 개발 현황

김성엽

sungyeop@kaeri.re.kr

PSA 워크숍 2025

@ 대구 EXCO

2025.07.03.

목 차

1. SMR 및 EPZ 개요
2. EPZ 평가의 역사적/기술적 배경
3. SMR EPZ 평가 방법: 기존 사례
4. SMR EPZ 평가 방법 및 코드: 국내 연구
5. 결론 및 현안

SMR 및 EPZ 개요

SMR (Small Modular Reactor)이란?

■ Small Modular Reactor(소형모듈원자로)의 약자로 일반적으로 출력이 300MWe 이하인 원자로

- 과거에는 IAEA의 정의인 Small and Medium-sized Reactor(중소형원자로)를 의미했음
- 용량 기준 구분
 - 중소형원자로: 10MWe~300MWe
 - 초소형원자로(Micro reactor): 10MWe 이하
- 노형 기준 구분
 - 3세대: 기존 상용기술(PWR, BWR) 적용 → 피동안전성을 확보할 수 있는 최대출력: 300MWe
 - 4세대: 차세대 기술(SFR, LFR, MSR, HTGR) 적용 → 더 높은 출력(400MWe)에서도 피동안전성 확보 가능

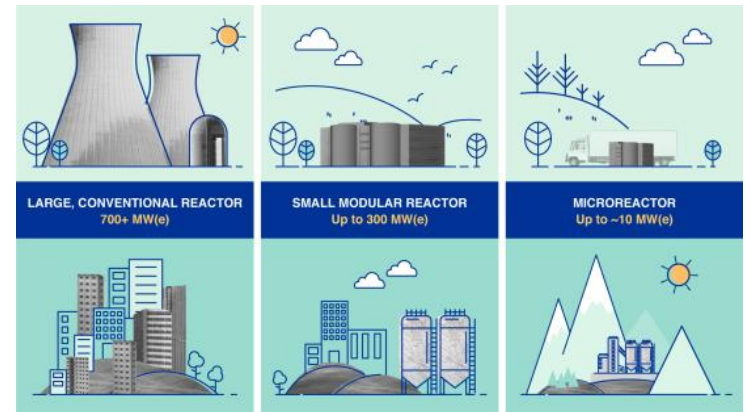


Image from: <https://www.iaea.org/newscenter/news/what-are-small-modular-reactors-smrs>

■ 모듈화된 특징

- 원전 주요기기 일체형 설계·제작
- 공장에서 부분 시험·제조를 거친 모듈을 현장에서 설치 → 제조단가 절감 및 건설기간 단축
- 모듈형 건설이 가능하므로 용량규모를 수요에 따라 조정 가능

SMR이 각광받게 된 국제 동향

- 2022년 7월 EU는 탄소중립 목표 달성 위해 녹색분류체계(EU Green Taxonomy)에 원전 포함
 - EU Green Taxonomy: EU 내에서 어떤 경제활동을 할 때 오염 배출량 등의 환경적 기준을 충족하면 친환경 녹색으로 분류될 수 있는지를 담은 분류 체계
- 우리도 '원전 포함' 한국형 녹색분류체계(K-Taxonomy) 확정 및 2023년 시행
 - 6대 환경목표(온실가스 감축, 기후변화 적응, 물의 지속가능한 보전, 순환경제로의 전환, 오염 방지 및 관리, 생물다양성 보전) 달성에 기여하는 '친환경 경제활동'에 대한 명확한 원칙과 기준을 제시
 - '온실가스 감축 및 안전성·환경성 향상을 위한 원자력 관련 기술의 연구·개발·실증'은 녹색부문에 포함
 - '원전 신규 건설 및 계속 운전'은 전환부문에 포함
- 2023년 11월 UAE 두바이에서 개최된 제28차 유엔기후변화협약 당사국총회(COP28)에서 기후변화 대응에 있어 원자력의 중요성과 필요성 확인
- 원자력 업계에서는 탄소중립 관련 기존 석탄 화력발전을 SMR로 대체하는 것을 제시 (70여개 업체 개발 중)



i-SMR의 장점

■ 안전성

- **피동 안전시스템**: 외부 전원 공급 없이도 냉각재 자연순환에 기초한 붕괴열 제거로 중대사고 발생 가능성을 획기적으로 낮춤
- **단순화 및 일체형 설계**: 배관 파단 사고 등의 가능성 낮춤

■ 경제성

- **표준화, 단순화된 모듈을 공장에서 대량 생산하여 제조단가 절감**
- **공장에서 제작·조립하여 현장에 설치하므로 건설기간 단축**
- **현장작업보다 공장작업 비중이 높아 건설비 리스크 낮음**

■ 탄력성

- 신재생 에너지 등의 간헐성을 보완하기 위해 **분산전원 및 부하추종운전 등 탄력적 운전** 가능

■ 유연성

- 발전용만이 아니라 해수담수화, 수소생산, 공정열 활용, 지역난방, 선박추진 등 **다목적 이용** 가능
- 대형원전 대비 단위 출력 당 부지면적이 절반 이하이며 물을 대량으로 사용하지 않아도 되므로 **입지 활용도 높음**
- **용량규모 및 안전성으로 인해 비상계획구역(EPZ: Emergency Planning Zone) 축소 가능**
→ **부지경계 내 EPZ가 국내 개발중인 혁신형 SMR의 최상위요건(TTR: Top-Tier Requirements) 중 하나**

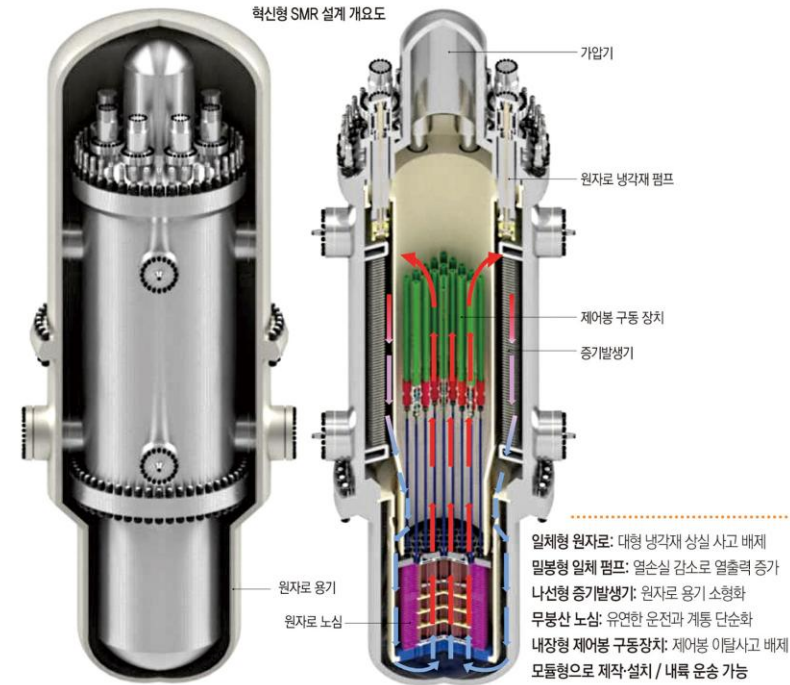
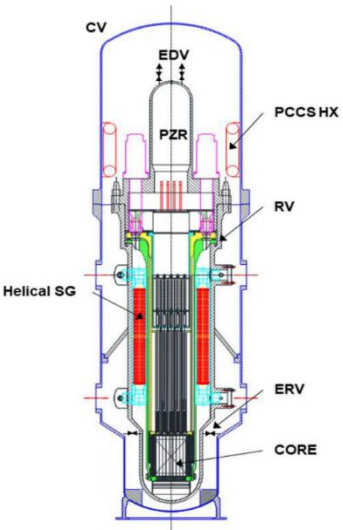


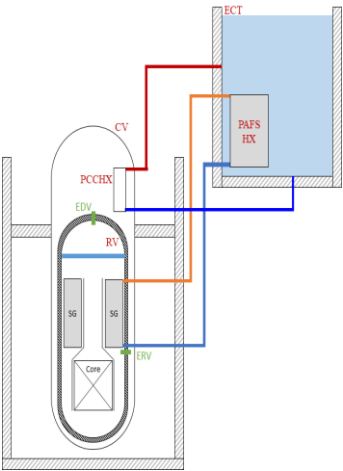
Image from:
<https://www.donga.com/news/Economy/article/all/20210505/106780989/1>

i-SMR vs. 상용원전 (설계)



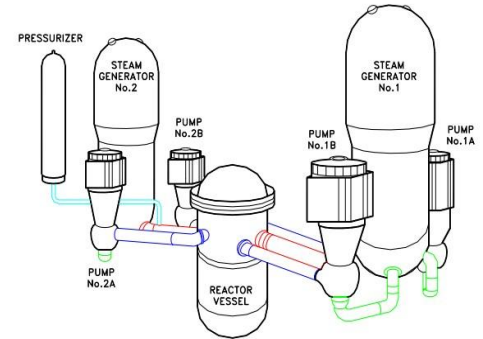
혁신형 SMR		상용원전(OPR 기준)
S/G, CRDM, RCP, PZR, ICI 일체형		S/G, RCP, PZR 대형 배관연결
<ul style="list-style-type: none"> - 대/중형 LOCA 배제 - RCP Seal LOCA 배제(Caned Motor RCP) - 소형 LOCA 빈도 감소(원자로 용기 관통부 감소) 	원자로	<ul style="list-style-type: none"> - 대/중형 LOCA - RCP Seal LOCA - CRDM, ICI 등 다양한 소형 LOCA 고려
철제 격납용기(설계압: 50기압) - 피동형 격납용기 냉각계통 피동안전계통	격납건물	대형 콘크리트(설계압: 5기압) - 능동형 격납건물 살수계통 및 보조계통 능동안전계통
- 피동보조급수계통(ECT & 격리밸브) - 피동안전주입계통(2 방출밸브, 2 재순환밸브) - 피동격납용기냉각계통(ECT & 격리밸브)	안전계통	- 능동보조급수계통(4Pump, 2AFWT, 보조설비) - 능동안전주입계통(4Pump, 1RWT, 보조설비) - 능동격납건물살수(2 Pump, 2Hx, 보조설비)
보조설비 적용 불필요 - 중력, 밀도차 및 자연순환 이용 - Fail-safe 개념적용(보조계통 불능시 자동기동)		보조설비 필수 - 구동을 위한 전력계통(교류/직류 전원) - 기기 운전 유지를 위한 공기조화계통 - 잔열제거 및 운전보조를 위한 기기냉각계통
용기장착형 관통부 격리밸브 적용 - CV 외부 LOCA 원천적 배제	LOCA 격리	미적용 - 외부 안전주입유로
170MWe - OPR 대비 출력당 냉각수 4배 이상 열적 여유도 - OPR 대비 방사성원할 절대량 1/3 이하	출력	1000MWe

SMR 핵심 안전계통

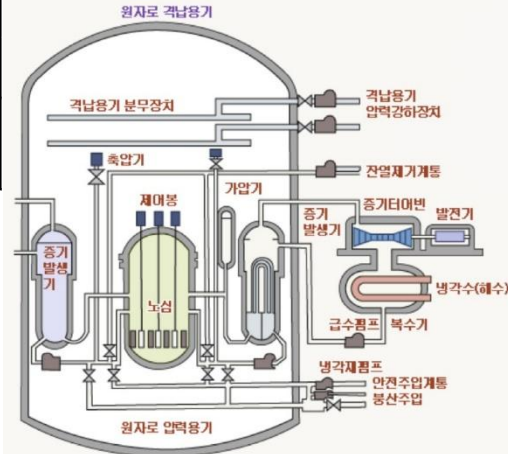


- **피동보조급수계통(PAFS: Passive Auxiliary Feedwater System),**
피동비상노심냉각계통(PECCS: Passive Emergency Core Cooling System)
 등 피동안전계통의 작동에 의하여 **전원 복구 및 냉각수 확보 없이 냉각 가능**

REACTOR COOLANT SYSTEM (Elevation)



상용원전 핵심 안전계통



< 원자로 비상노심냉각 계통 >

i-SMR vs. 상용원전 (사고경위)

	혁신형 SMR	사고경위	상용원전(OPR 기준)
노심손상 사고 경위	1. 원자로/터빈정비, 주급수 상실 2. 피동보조급수작동(축전지 불필요) - 전원복구/냉각수 확보 불필요	발전소 정전사고 1 (Station Black-out)	1. 원자로/터빈정비, 주급수 상실 * 교류전원 상실로 인한 모든 능동안전계통 이용불능 2. 터빈보조급수/증기제거계통 작동(축전지 4~8시간) * 보조급수계통 상실시 대처 수단 없음 - 1시간내 노심손상 발생(PSA 가정) 3. 10시간내 전원복구 필수(미복구시 노심손상 발생) 4. 장기냉각을 위한 냉각수 보충(소내/소외)
	N/A(RCP Seal LOCA 배제)	발전소 정전사고 2 (Station Black-out)	1. 원자로/터빈정비, 주급수 상실 2. RCP Seal LOCA 발생 3. 1시간 내 전원복구(미복구시 노심손상 발생)
	1. 원자로/터빈정비, 주급수 상실 2. 피동보조급수작동(축전지 불필요) - 전원복구/냉각수 확보 불필요	UHS 상실 (후쿠시마)사고	1. 원자로/터빈정비, 주급수 상실, 외부 주입탱크 상실 2. 터빈보조급수 운전불가 3. 소내 전원복구 불가 4. 외부 대처수단 필수(소내/소외) * MACST 장비(전원 및 냉각수) 운영 필수 - 1시간내 노심손상 발생(PSA 가정)

	혁신형 SMR 조기대량방출 사고경위	사고경위	상용원전(OPR 기준) 조기대량방출 사고경위
대량조기방출	CV 외부 LOCA(2" 이하 배관 파열) 발생 - LOCA 격리(격납용기 장척형 격리밸브)-> No CD - LOCA 격리 실패(10-3/d 이하) * PECCS 이용 급속감압 및 냉각-> No CD * 상용원전대비 1/100 이하 LERF 유발 예상	격납건물 외 LOCA	격납건물 외부 LOCA(대형 배관 파열) 발생 - 노심손상 유발 가정 - 직접 조기대량방출(LERF) 유발
	SGTR 발생 - 안전계통 불능으로 인한 노심손상사고 발생 가정 - 주증기 대기덤프 및 안전밸브 미적용 LERF 미유발	증기발생기세관파열	SGTR 발생 - 안전계통 불능으로 인한 노심손상사고 발생 가정 - 주증기 대기덤프 및 안전밸브를 통한 LERF 유발

- 낮은 사고발생 빈도 (CDF, LERF)
- 적은 방사성물질 누출량
- 느린 사고진행 속도와 이에 따른 대처 유연성

원자로시설의 위치



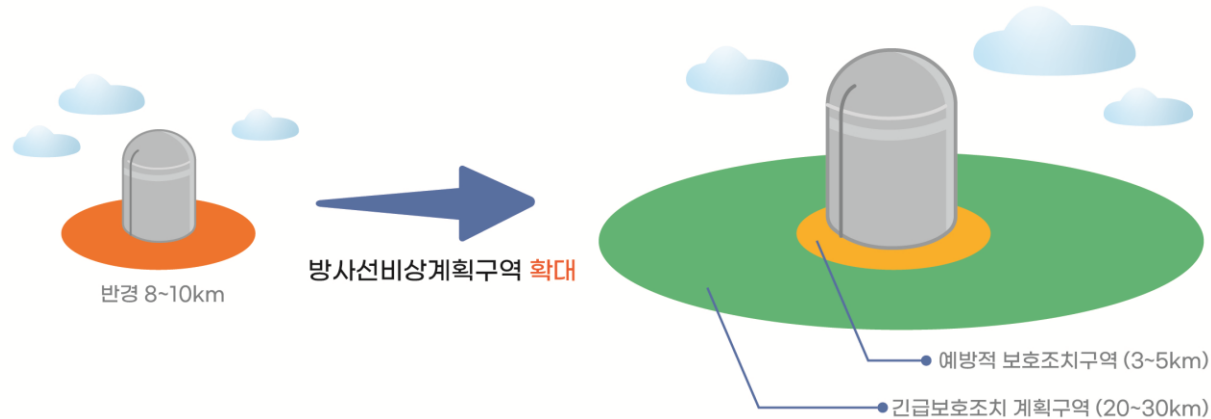
- 원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙 제5조(위치제한)
 - ① 원자로시설은 **인구밀집지역으로부터 떨어져서 위치**하여야 한다.
 - ② 원자로시설은 방사성물질의 누출사고가 발생하는 경우 **주민에 대한 피폭방사선량의 총량이 원자력안전위원회가 정하여 고시하는 값을 초과하지 아니하는 곳에** 설치하여야 한다.
- 원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙 제9조 (비상계획의 실행가능성)

원자로시설의 부지는 방사선 비상사고시 **주민을 보호하기 위하여 방사선비상계획의 실행이 가능한 지역**에 선정하여야 한다.

제한구역경계 (EAB: Exclusion Area Boundary)

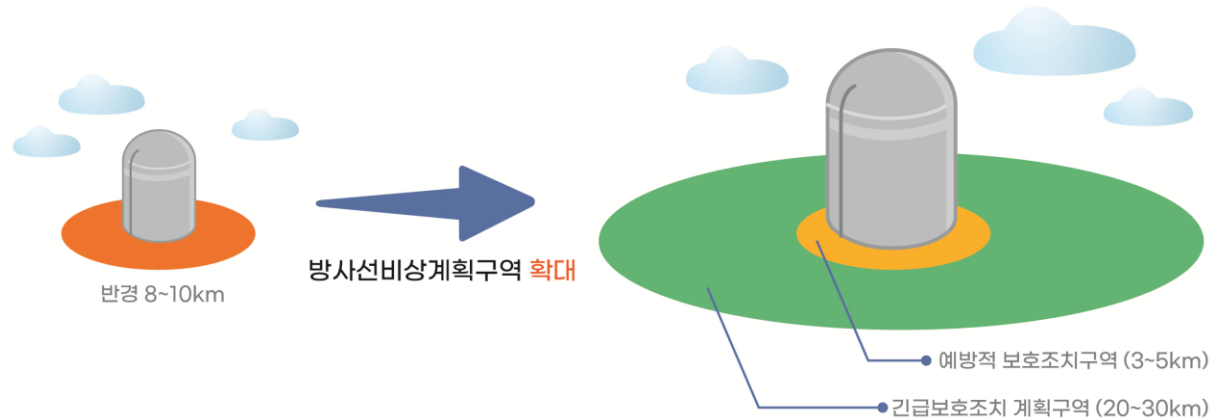
- 원자력안전법 시행령 제2조(정의) 7
 - “제한구역”이란 방사선관리구역 및 보전구역의 주변 구역으로서 그 구역 경계에서의 피폭방사선량이 위원회가 정하는 값을 초과할 우려가 있는 장소를 말한다.
 - 원자력안전위원회 고시 제2014-10호(원자로시설의 위치에 관한 기술기준)
 - 제2조(적용범위): 원자로시설의 위치에 관한 기준은 별표를 적용한다.
 - [별표]
 - 고시내용: 원자로시설의 위치 제한에 관한 지침
 - 관련조항: 원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙 제5조
 - 준용할 외국 규정: 미국 10 CFR 100.11
 - > 원전에서 제한구역은 사고로 방사능이 누출되어 사고 후 2시간 동안 외곽 경계선상의 주민에게 피폭되는 방사선 전신유효선량이 250 mSv, 갑상선량이 3000 mSv를 초과할 우려가 있는 지역
 - 원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙 제51조(방사선관리구역 등에서의 조치)
- ### 3. 제한구역에 대한 조치
- 가. 구역 안에는 사람의 거주를 금할 것. 다만, 원자력안전위원회가 필요하다고 인정하는 경우로서 원자로 및 관계시설의 건설·운영과 관련된 교육 및 훈련목적의 일시적인 체류를 제외한다.
- 나. 경계에는 울타리 또는 표지를 설치하는 등의 방법에 의하여 제한구역 경계내에 출입 및 통행하는 사람에 대하여 통제할 수 있는 상태를 유지할 것

방사선비상계획구역 (EPZ: Emergency Planning Zone)



- 원자력시설 등의 방호 및 방사능 방재 대책법 (약칭: 방사능방재법) 제2조(정의) ①
9. 방사선비상계획구역"이란 원자력시설에서 방사선비상 또는 방사능재난이 발생할 경우 주민 보호 등을 위하여 비상대책을 집중적으로 마련할 필요가 있어 제20조의2에 따라 설정된 구역으로서 다음 각 목의 구역을 말한다.
 - 가. **예방적보호조치구역**: 원자력시설에서 방사선비상이 발생할 경우 **사전에 주민을 소개(疏開)하는 등 예방적으로 주민보호 조치**를 실시하기 위하여 정하는 구역
 - 나. **긴급보호조치계획구역**: 원자력시설에서 방사선비상 또는 방사능재난이 발생할 경우 **방사능영향평가 또는 환경감시 결과를 기반으로 하여 구호와 대피 등 주민에 대한 긴급보호 조치**를 위하여 정하는 구역

방사선비상계획구역 (EPZ: Emergency Planning Zone)



- 원자력시설 등의 방호 및 방사능 방재 대책법(약칭: 방사능방재법) 제20조의2(방사선비상계획구역 설정 등)
 - ① 원자력안전위원회는 원자력시설별로 방사선비상계획구역 설정의 기초가 되는 지역(이하 “기초지역”이라 한다)을 정하여 고시하여야 한다. 이 경우 원자력시설이 **발전용 원자로 및 관계시설**인 경우에는 다음 각 호의 기준에 따라야 한다.
 - ① **예방적보호조치구역**: 발전용 원자로 및 관계시설이 설치된 지점으로부터 반지름 **3킬로미터 이상 5킬로미터 이하**
 - ② **긴급보호조치계획구역**: 발전용 원자로 및 관계시설이 설치된 지점으로부터 반지름 **20킬로미터 이상 30킬로미터 이하**
 - ② 원자력사업자는 원자력안전위원회가 고시한 기초지역을 기준으로 해당 기초지역을 관할하는 시·도지사와의 협의를 거쳐 다음 각 호의 사항을 고려하여 방사선비상계획구역을 설정하여야 한다.
 - ① **인구분포, 도로망 및 지형 등 그 지역의 고유한 특성**
 - ② 해당 원자력시설에서 방사선비상 또는 방사능재난이 발생할 경우 주민보호 등을 위한 비상대책의 실효성
 - **EPZ 경계에서 만족해야 할 선량값 제시하지 않음**
- 미국: 10 CFR 50.33 (g): **Plume Exposure Pathway EPZ: 10 miles; Ingestion Pathway EPZ: 50 miles**

방사선비상계획구역 (EPZ: Emergency Planning Zone)

- 원자력사업자의 방사선비상대책에 관한 규정 [시행 2022. 12. 29.]
[별표 1] 원자력시설별 방사선비상계획구역 기초지역(제3조 관련)

[별표 1]

원자력시설별 방사선비상계획구역 기초지역(제3조 관련)

구 분		범 위	
		예방적보호조치구역	긴급보호조치계획구역
발전용 원자로 및 관계시설		반경 3킬로미터 이상 5킬로미터 이하	반경 20킬로미터 이상 30킬로미터 이하
연구용 원 자로 및 관계시설	열출력 2메가와트 이상 10메가와트 미만	없음	반경 약 0.5킬로미터
	열출력 10메가와트 이상 50메가와트 미만	없음	반경 약 1.5킬로미터
	열출력 50메가와트 이상 100메가와트 미만	없음	반경 약 5킬로미터
사용후핵 연료 저장 · 처분 · 처리시설	시험 및 연구목적이 아닌 처리시설	개별 시설별로 평가하여 결정	반경 약 5킬로미터
	저장·처분시설	없음	반경 약 1.5킬로미터
	시험 및 연구목적의 처리시설	없음	부지 경계
그 밖의 원자력시설		없음	부지 경계

- SMR은 연구용이 아니며 100MW를 초과하기에 현재로서는 “발전용 원자로 및 관계시설” 기준을 적용해야 함
- 국내 관련법 개정 요망
 - SMR에 맞는 규제 예외조항 신설 또는 모든 원자력시설에 대하여 거리를 특정하는 기준이 아닌 합리적 기준 마련 등 다양한 접근 필요
 - 미국 NRC는 10 CFR 50.160* 신설 및 50.33 개정, RG 1.242 발간
 - 10 CFR 50.160: Emergency preparedness for SMRs, non-LWRs, and non-power production or utilization facilities
 - RG 1.242: Performance-based Emergency Preparedness for SMRs, non-LWRs, and non-power production or utilization facilities

EPZ 평가의 역사적/기술적 배경

미국 연방 규정집 (CFR: Code of Federal Regulations)

■ CFR (Code of Federal Regulations)

• 미국 연방 규정집으로 다양한 분야에 걸쳐 규정 제시

- 연방 정부의 각 부처 및 기관에서 발행한 모든 행정 규칙과 규정을 모아놓은 공식 문서
- 50개의 제목(Title)으로 분류
- 각 제목은 특정 분야 지칭
 - › Title 10: 에너지에 관한 규정
 - › Title 21: 식품 및 의약품과 관련된 규정
- 미국 연방법이 실제로 실행될 수 있도록 세부적인 절차와 기준 제공



미국 연방 규정집 (CFR: Code of Federal Regulations)

■ 10 CFR (Title 10 of the Code of Federal Regulations)

- Title 10: **에너지** 관련 규정
- 핵 물질을 사용하거나 핵 시설을 운영하기 위해 NRC의 허가를 받은 모든 개인 및 조직에 구속력을 갖는 요건
 - 주로 미국 원자력 규제 위원회(NRC: Nuclear Regulatory Commission)와 에너지부(DOE: Department of Energy)가 발행한 규칙과 규정 포함
 - 원자력 에너지의 안전하고 책임 있는 사용을 보장하기 위해 만들어짐
 - **Part 1~199로 구성**
 - > 172~199 (Reserved): 현재는 특정 규정을 포함하지 않으며, 미래에 필요할 경우 새로운 규정을 추가하거나 업데이트할 수 있도록 비워둠



U.S. NRC의 문서체계

■ 요약

- **SECY**: 위원회를 위한 내부 정책/결정 문서
- **RG**: 규제 준수를 돕기 위한 외부용 지침서
- **NUREG**: 연구 및 분석을 포함한 공공 정보 간행물

■ **SECY (Commission Papers)**

- 주요 목적: NRC 직원들이 위원회(commission)에 중요한 정책, 규제 또는 행정 문제를 보고하거나 제안하는 내부 문서
- 특징:
 - 주로 정책 결정, 규칙 제정, 중요 이슈 보고를 다룸
 - 위원회의 승인을 받기 위한 공식 제안 문서로 사용
- 대상: NRC 위원회(내부용)

■ **RG (Regulatory Guides)**

- 주요 목적: NRC가 규제 대상자들에게 규정 준수를 위한 권장 방법을 제공하기 위한 지침서
- 특징:
 - 법적 구속력이 없지만, 규제 대상자(예: 원자력 시설 운영자)가 NRC의 기대를 이해하고 이를 준수할 수 있도록 돕는 역할
 - 규정 준수 방법의 예시와 모범 사례를 제공
- 대상: 원자력 시설 운영자, 라이선스 보유자 등 외부 이해관계자

■ **NUREG (NRC Publications)**

- 주요 목적: NRC가 연구, 운영 및 규제 활동을 문서화하여 정보를 공개하는 공식 간행물
- 특징:
 - 연구 보고서, 기술 문서, 규제 분석 및 기타 규제 관련 정보가 포함됨
 - 투명성을 높이고 공공 및 이해관계자에게 정보를 제공
- 대상: 일반 대중, 산업 관계자, 학계 등
- 비교: AEC (Atomic Energy Commission) 시절에는 **WASH**라는 체계를 사용하기도 함

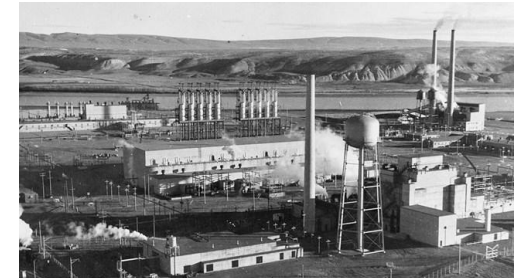
제한구역경계(EAB) / 비상계획구역(EPZ) 설정의 역사

■ 1950년 WASH-3 (Summary Report of Reactor Safeguard Committee, U.S. AEC)

- Hanford site를 기반으로 하여 제한구역 계산식을 개발

$$R = 0.01\sqrt{P}$$

- **R (Exclusion distance)**: 이보다 가까운 거리에서의 거주를 권고할 수 없음
- **P**: 원자로의 출력 [kW]



Hanford Site

■ 1962년 10 CFR Part 100 (Reactor Site Criteria)

• 제한구역(Exclusion area)

- 사고로 방사능이 누출되어 사고 후 2시간 동안 외곽 경계선상의 주민에게 피폭되는 방사선 전신유효선량이 25 rem (250 mSv), 갑상선선량이 300 rem (3000 mSv)을 초과할 우려가 있는 지역

• 저인구지대(Low population zone)

- 사고로 방사능이 누출되어 방사성 물질이 지나가는 총 시간 동안 외곽 경계선상의 주민에게 피폭되는 방사선 전신유효선량이 25 rem (250 mSv), 갑상선선량이 300 rem (3000 mSv)을 초과할 우려가 있는 지역

• 이때까지도 EPZ 부재

- 중대사고는 발생하지 않으며, 설계기준사고(DBA: design basis accident)는 LPZ로 충분하다는 입장

■ 1975년 WASH-1400 (Reactor Safety Study, U.S. AEC)

- 노심이 용융되는 중대사고가 일어날 가능성 확인

제한구역경계(EAB) / 비상계획구역(EPZ) 설정의 역사

- 1978년 **NUREG-0396**, EPA 520/1-78-016 (Planning Basis for the Development of State and Local Government Radiological Emergency Response Plans in Support of LWR)
 - 비상계획을 개발할 때 **다양한 범주의 사고(a spectrum of accidents)에 대해 고려해야 함**
 - WASH-1400의 방출군(release categories) 등을 고려함
 - 기준 1) 설계기준사고(DBA) 시** 전망선량이 미국환경보호청(EPA)의 PAG(protective action guides)를 초과할 수 있는 지역
 - 기준 2) Less-severe한 사고(노심손상) 시** 전망선량이 미국환경보호청(EPA)의 PAG(protective action guides)를 초과할 수 있는 지역
 - 기준 3) More-severe한 사고 시** 초기 치명적 보건영향을 충분히 줄일 수 있는 지역
 - 두가지 주요 피폭경로를 고려하고 별도의 비상계획구역(EPZ: Emergency Planning Zone) 및 지침 제공
 - 플룸 피폭 경로(Plume exposure pathway): 10-mile EPZ**
 - 플룸과 지표침적 방사성물질로부터 피폭되는 전신 외부피폭
 - 플룸 통과시 호흡으로 피폭되는 내부피폭 (단기간: 수 시간 ~ 수 일 기간)
 - 섭취 피폭 경로(Ingestion exposure pathway): 50-mile EPZ**
 - 오염된 물, 음식 섭취로 피폭되는 내부피폭 (장기간: 수 시간 ~ 수 개월 기간)
 - ※ EPZ 크기는 권고되지만 정확한 크기와 모양은 지역 특성을 반영하여 결정해야 함
 - EPZ와 관련된 시간
 - 비상계획 시간(time frame)은 WASH-1400의 고려사항 및 결과에 기반을 둠
 - 다양한 사고를 고려하므로 지침이 어떤 시간을 특정하기는 어렵고 다양한 시간 개념에 대해 고려해야 함

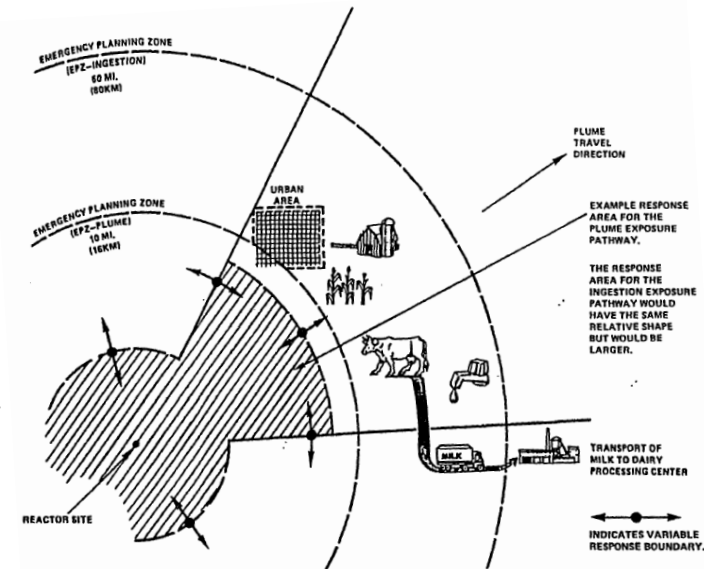


Figure 1 Concept of Emergency Planning Zones

제한구역경계(EAB) / 비상계획구역(EPZ) 설정의 역사

▪ **PAG Manual:** Protective Action Guides and Planning Guidance for Radiological Incidents (Environmental Protection Agency)

Phase	Protective Action Recommendation	PAG, Guideline, or Planning Guidance
Early Phase	Sheltering-in-place or evacuation of the public ^b	PAG: 1 to 5 rem (10 to 50 mSv) projected dose over four days ^c
	Supplementary administration of prophylactic drugs – KI ^d	PAG: 5 rem (50 mSv) projected child thyroid dose ^e from exposure to radioactive iodine
	Limit emergency worker exposure (total dose incurred over entire response)	Guideline: 5 rem (50 mSv)/year (or greater under exceptional circumstances) ^f
Intermediate Phase	Relocation of the public	PAG: ≥ 2 rem (20 mSv) projected dose ^c in the first year 0.5 rem (5 mSv)/year projected dose in the second and subsequent years
	Apply simple dose reduction techniques	Guideline: < 2 rem (20 mSv) projected dose ^c in the first year
	Food interdiction ^g	PAG: 0.5 rem (5 mSv)/year projected whole body dose, or 5 rem (50 mSv)/year to any individual organ or tissue, whichever is limiting
	Drinking water	PAG: 100 mrem (1 mSv or 0.1 rem) projected dose, for one year, to the most sensitive populations (e.g., infants, children, pregnant women and nursing women); 500 mrem (5 mSv or 0.5 rem) projected dose, for one year, to the general population
	Limit emergency worker exposure (total dose incurred over entire response)	Guideline: 5 rem (50 mSv)/year
	Reentry	Guideline: Operational Guidelines ^h (stay times and concentrations) for specific reentry activities (see Section 4.5)
Late Phase	Cleanup ⁱ	Planning Guidance: Brief description of planning process (see Section 5.1)
	Waste Disposal	Planning Guidance: Brief description of planning process (see Section 5.2)

^a This guidance does not address or impact site cleanups occurring under other statutory authorities such as the United States Environmental Protection Agency's (EPA) Superfund program, the Nuclear Regulatory Commission's (NRC) decommissioning program, or other federal or state cleanup programs.

^b Should begin at 1 rem (10 mSv); take whichever action (or combination of actions) that results in the lowest exposure for the majority of the population. Sheltering may begin at lower levels if advantageous.

^c Projected dose is the sum of the effective dose from external radiation exposure (e.g., groundshine and plume submerision) and the committed effective dose from inhaled radioactive material.

Note: Footnotes continued on next page

• 왜 1 to 5 rem (10 to 50 mSv)인가?

1. 급성 보건영향(단기간 내에 관찰할 수 있고 문턱선량이 있는 경우)을 방지해야 함
2. 만성 보건영향(주로 암 및 유전적 영향, 문턱선량 없는 선형비례가 가정되는 경우)의 위험은 응급 상황에서 공중 보건을 적절히 보호하고 합리적으로 달성할 수 있다고 판단되는 상한선을 초과하지 않아야 함
3. 비용 최적화와 건강에 미치는 영향의 총체적 위험에 근거한 정당화 값을 초과해서는 안됨. 즉, 허용 가능한 비용으로 달성할 수 있는 공중 보건 위험 감소를 수행해야 함
4. 위의 원칙에 관계없이, 보호 조치로 인한 건강 위험이 방사선 선량으로 인한 건강 위험을 초과해서는 안됨
 - EPA는 방사선 이외의 오염물질로 인한 확률론적 사망을 피하기 위해 허용 가능한 비용 범위를 고려했으며, BEIR III의 위험도인 person-rem 당 암 사망률 0.0003에서 반올림한 값을 사용. 갑상선, 피부 및 태아 피폭에 대한 추가 평가도 수행함
 - 4일 동안 전망선량이 1 rem (10 mSv) 미만인 경우, 다수 인구 이동 관련 위험 때문에 소개 권장 안함
 - 환경적, 물리적 또는 기상 위험이 소개를 방해할 때, 일반 인구의 경우 4일 동안 최대 5 rem (특수 인구의 경우 최대 10 rem)의 전망선량에서 옥내 대피가 정당화될 수 있음
 - 또한 옥내 대피 중인 경우 비교적 비상 연락이 용이한 장점이 있음

• 왜 4일인가?

- 이 기간 동안의 방사선 노출 제한은 **암 발생과 같은 장기 건강 영향 최소화 및 현실적인 대응 계획을 균형있게 고려하여 설정**
 - 이주(Relocation)와 같은 추가적인 장기 보호 조치를 시행하기 전에 방사성 플룸과 침적물질에 노출되는 전체 기간을 포괄
 - 초기 단계에서 옥내 대피, 식수 공급 등의 중요 조치를 시행하는 데 필요한 시간으로 간주
- EPA는 다양한 과학적 데이터를 바탕으로 이러한 기간과 관련된 지침을 마련했으며, 비상사태 관리 전문가들과 협력하여 실용성과 안전성을 함께 고려함

SMR EPZ 평가 방법

- 기존 사례 -

SMR 노형별 출력 및 EPZ

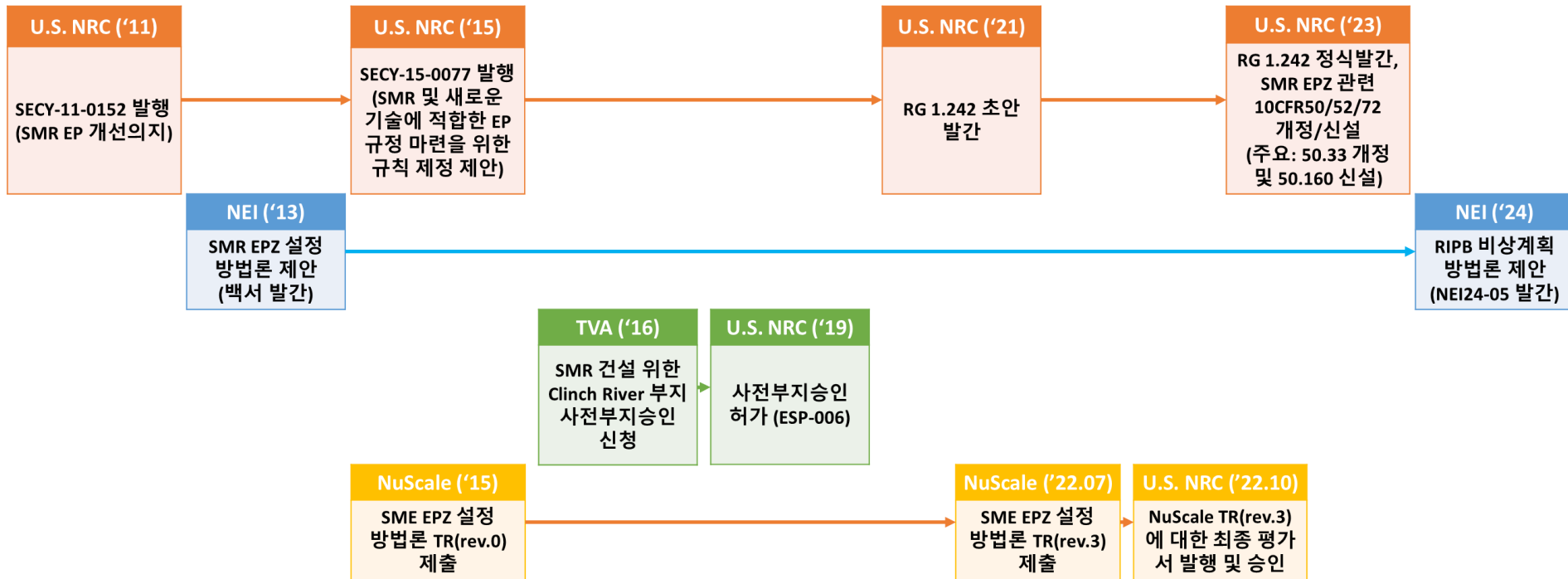


노형	AP300	BWRX-300	UK-SMR	US600	US460	i-SMR
제조사	Westinghouse	GE-Hitachi	Rolls-Royce	NuScale	NuScale	KHNP
열출력 (MWth)	800	870	1,276	160	250	520
전기출력 (MWe)	> 225	270-290	443	50	77	170
EPZ 제시	부지경계 EPZ로 추정	부지경계 EPZ(1km)	확인 불가	부지경계 EPZ, 2mile EPZ*	확인 불가	부지경계 EPZ 목표

*TVA 사전부지승인 신청 기준

- (AP300) Westinghouse는 '23.5.3. U.S. NRC에 AP300에 대한 사전심사(Pre-application) 계획(안)을 제출함. 현재 미공개.
- (BWRX-300) 부지경계 EPZ를 제시하고 있으며 1km 이내를 제시하고 있음.
- (UK-SMR) 현재 EPZ는 미정. 향후 영국규제기관과 선원항, 부지특성정보 등을 바탕으로 결정할 예정.

미국의 SMR EPZ 관련 사례



참고: NEI에서 제안한 방법론은 NRC에 의해 인준된 방법이 아님

미국의 SMR EPZ 관련 사례

■ 배경

- U.S. NRC의 경우 **SMR의 비상대책(EP: Emergency Preparedness)** 수립과 운영에 대한 SECY 보고서를 발간하여 **개선의지 표명**
- 일련의 과정을 거쳐 2023년 **SMR EP에 대한 10CFR50/52/72 개정/신설** 및 **R.G. 1.242 발간**
 - **10 CFR 50.160 신설: Emergency preparedness for small modular reactors, non-light-water reactors, and non-power production or utilization facilities**

■ TVA (Tennessee Valley Authority) 社 사전부지승인(ESP: Early Site Permit)의 EPZ 평가 방법

- TVA는 2016년 Clinch River 부지에 2개 이상의 SMR을 짓기 위한 사전부지승인 신청 및 2019년 NRC 최종 승인
- 부지경계 EPZ, 2mile-EPZ를 제시함
- 대상 노형을 특정하지 않았으며, 4가지 참고 노형으로부터 가상의 설계 자료를 가정함 (BWXT, NuScale, SMR-160, Westinghouse)
- EPZ 평가를 위한 사고 경위 선정
 - NUREG-0396의 3가지 기준에 따라 사고경위 분류하고, EPA PAG* 선량 기준 적용함
 - ① 설계기준사고(DBA) 선량: 1 rem (10 mSv)
 - ② 덜 심각한 중대사고(CDF > $10^{-6}/\text{rx-yr}$): 1 rem (10 mSv)
 - ③ 심각한 중대사고(CDF > $10^{-7}/\text{rx-yr}$): 전신 급성선량 200 rem (2 Sv)인 조건부확률이 $10^{-3}/\text{rx-yr}$ 인 거리



부지경계 EPZ



2mile-EPZ

미국의 SMR EPZ 관련 사례

▪ NuScale EPZ 특정기술주제보고서(TR: Topical Report) 방법

- U.S. NRC는 NuScale의 SMR EPZ 평가 방법론에 관한 TR 승인('22.10)
- **다음의 4가지를 비교하여 가장 큰 EPZ 반경을 선정**하는 방식을 제시
 - ① 설계기준사고(DBA) 총유효선량당량(TEDE: Total Effective Dose Equivalent)이 10~50mSv/4일*
 - ② 덜 심각한 중대사고(Less severe accident) 총유효선량당량이 10~50mSv/4일
 - ③ 심각한 중대사고(More severe accident) 적색골수선량**이 2Sv/1일인 확률이 10^{-3} /년*** 인 거리
 - ④ 부지경계 거리

*평균 기상 조건에서 10mSv, 95 백분위 기상조건에서 50mSv

**NuScale이 전신 선량의 적절한 대체 선량으로 선정함

***PAG 기준으로 2Sv/1일을 언급하고 있으나, NuScale이 제시한 값은 비공개(Blank) 처리함

▪ U.S. NRC의 RG 1.242 방법

- 결정론적 방법이 아닌 **확률론적 방법**(빈도, 영향 동시 고려)을 적용하여 평가
- **Mechanistic Source Term (MST) 사용**: 중대사고 현상과 진행과정에 대한 이해를 기반으로 한 현실적 선원항 결과 적용 (MELCOR or MAAP 코드 사용)
 - 참고) **고전적 선원항 평가 방법**: TID-14844, NUREG-1465 (AST: Alternative Source Term)

미국의 SMR EPZ 관련 사례

▪ U.S. NRC의 RG 1.242 Appendix A

(General Methodology For Establishing Plume Exposure Pathway Emergency Planning Zone Size)

• 방법론 개요

- EPZ의 크기는 **총유효선량당량 (TEDE)이 10mSv/4일을 초과할 것으로 예상되는 지역**을 기반으로 함
- 1978년 발간된 **NUREG-0396의 EPZ 크기 결정을 위한 선량 평가 방법**으로부터 일반화
 - a spectrum of consequences, tempered by probability considerations

• EPZ 크기 평가 절차

- **(a 사고경위 선정)** 안전성분석보고서(SAR: Safety Analysis Report)에서 기술한 허가기준사건(LBE)을 고려할 수 있으며 이는 설계기준사고(DBA)와 설계기준초과사고(BDBA)가 모두 포함될 수 있음. 사건의 발생가능성(빈도)은 해당 사고를 사고경위에 포함할지 여부를 결정하는 데 사용될 수 있음.
- **(b 방사선원항)** 선량이 평가되는 각 방출 시나리오에 대해, 대기 방출 특성(시간에 따른 핵종별 방출율, 방출 지속시간, 방출 위치, 물리/화학적 형태, 플룸 부력)을 명시하여 정량적 방사선학적 선원항을 개발해야 함.
- **(c 기상자료 입력)** 풍속, 풍향, 대기안정도, 강우량, 혼합층고도 등의 부지특성 데이터를 사용하여야 함. 부지가 특정되지 않았을 때 사용하는 기상자료에 대해서 정당화를 보여야 함.
- **(d 대기확산 모델링)** 가우시안 플룸 모델을 사용하였으며 방출고도상승, 건물와류효과, 사행효과, 상승효과, 습식/건식 침적효과 등을 확인하여야 함.
- **(e 피폭관련 변수)** 적절한 피폭경로(내부/외부 등)를 반영하여야 하고, 차폐계수/호흡률/피폭기간을 특정할 때 초기보호조치를 고려해선 안됨.
- **(f 피폭경로별 선량계산)** 선량계산은 공인된 선량계수를 활용하여 방출, 확산, 선량 평가의 결과를 결합하여 선량-거리 곡선을 추정하기 위하여 수행함. 선량이 평가되는 거리는 정의되고 설명되어야 함. 예컨대, 부지 경계에서의 선량을 단순히 추정하여 충분히 낮음을 입증할 수도 있고, 부지 경계로부터 일정 거리 범위에 걸쳐 평가할 수도 있음.
- **(g 확률론적 선량 합산)** DBA 의 경우 빈도를 고려하지 않고, BDBA 에서 빈도를 고려할 수 있음.
- **(h 사전 결정된 즉각적인 보호조치 필요성 판단)** EPZ 규모를 결정하기 위한 결과분석에 더하여, 사전에 결정된 신속 보호조치가 필요한지 여부를 고려해야 함.

미국의 SMR EPZ 관련 사례

■ U.S. NRC의 RG 1.242 Appendix B

(Development of Information on Source Terms)

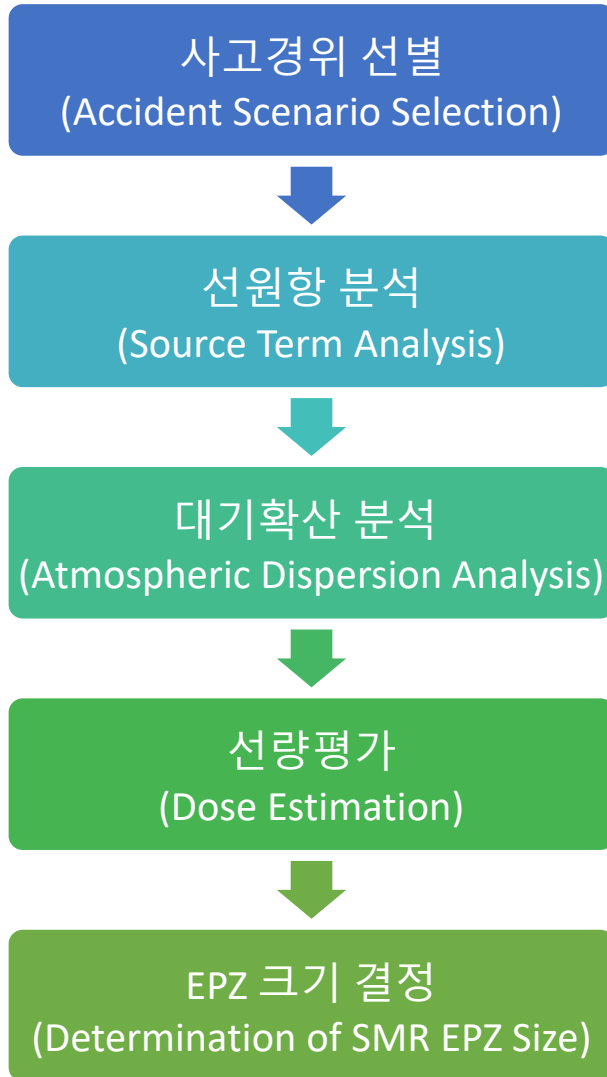
• 선원항 분석 방법

- ① 인허가 신청자는 원자력시설의 **인허가기준사고(LBEs: Licensing-Basis Events)**를 바탕으로 가능한 **방사성물질 방출 시나리오를 개발해야 함**. 출 시나리오 및 그 빈도에 대한 정보를 개발함에 있어 안전성분석보고서(SAR)뿐 아니라 해당되는 경우 중대사고의 영향에 대한 환경영향평가보고서의 정보도 고려해야 함.
- ② **PRA 정보를 활용하기 위해서는 내외부사건, 모든 운전모드, 단일모듈/다수모듈 사고 시나리오에 대해 정당화**하여야 하며, **PRA 결과에 대한 불확실성 민감도 분석을 포함**하여야 함.
- ③ **사고시나리오를 선별제거(빈도가 매우 낮거나, 사고 진행이 느린 경우)하기 위해선 정량적 결과에 대한 기술적 배경이 제공**되어야 함. 예를 들면, 특정 절삭치(cut off) 이하 사고 시나리오 배제를 주장하기 위해서는 해당 시나리오의 불확실성 분석을 수행하여 발생빈도 분포가 절삭치 이하임을 보여야 함. 절삭치 이하의 사고경위더라도 절벽효과(cliff edge effect)가 없음을 확인해야 함.
- ④ 특정 원자력 시설에 대한 **사고 선원항은 공인된 분석 코드(예: MELCOR, MAAP)를 활용하여 계산**되어야 함. DBA 선원항 계산 시 안전관련 SSC만이 사고 완화를 위해 이요 가능하다 가정해야 하고, BDBA 선원항 계산 시 발전소 상태와 작동 환경을 고려하여 SSC 를 모델에 반영하여야 함. 만약 최대가상사고(MHA) 선원항을 사용할 경우에는 SAR의 선원항 분석 결과를 준용해야 함.
- ⑤ **PRA와 선원항 분석 모델은 가능한 한 현실적**이어야 함.

SMR EPZ 평가 방법 및 코드

- 국내 연구 -

평가절차 및 고려사항



■ 사고경위 선별

- DBA 및 BDBA를 포함하는 다양한 범주의 사고경위에 대한 고려
- 절삭치 이하의 사고경위를 배제하려면 불활실성 및 절벽효과 고려

■ 선원항 분석 방법

- 중다사고해석에 대해 공인되었거나 사용인준 예정인 방법 및 SW 활용
- 정량적 정보는 방출량과 방출특성을 포함하며 안전성분석보고서 참조 가능

■ 대기확산 분석

- 오랜 기간 가장 대중적으로 활용되고 있는 가우시안 플룸 모델이 적합한 모델 중 하나로 고려
- 근거리에서의 정확도 향상을 위해 플룸 고도 상승(plume rise), 건물 와류효과(building wake) 및 플룸 사행효과(plume meander)를 현실적으로 고려
- 습식침적 및 건식침적 효과 등을 확인

■ 선량평가 방법

- 내부/외부피폭 경로를 모두 고려하며 적절한 차폐인자, 호흡률, 피폭기간, 선량계수를 고려
- 선량 평가에서는 옥내대피(sheltering) 소개(evacuation), 이주(relocation) 등의 보호조치에 의한 선량저감을 고려하지 않음

■ EPZ 크기 결정

- LBE에서 선별된 사고경위에 대하여 설계기준사고(DBA), 덜 심각한 중대사고(less-severe accident), 더 심각한 중대사고(more-severe accident)의 3가지 범주로 구분하여 평가를 수행할 예정
- DBA의 경우 국내 긴급 주민보호조치 결정기준이 마련되어 있으므로 이 기준을 바탕으로 선량 및 시간 기준을 준용하여 비상계획구역 크기를 결정할 수 있음

방사선원항(Accident Source Term)

TID-14844 (1962)

- TID-14844 "Calculation of Distance Factors for Power and Rest Reactor Sites (1962)
- 1962 발간 이후 약 30년간 미국 및 국내 가동원전 설계에 적용

AST: Alternative Source Term

- NUREG-1465 "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants" (1995)
- 중대사고 시 핵분열생성물 발생 및 방출 거동에 대한 현상학적 연구, 지식 축적 등을 통해 신형 원자로 규제를 목적으로 발간

MST: Mechanistic Source Term

- 중대사고 현상과 진행과정에 대한 이해를 기반으로 한 물리적 선원항 결과 적용
- 중대사고 해석 코드 (MELCOR, MAAP, CINEMA 등) 사용

구분	TID-14844	NUREG-1465 [괄호 안 값은 Draft버전의 값]				
		간극방출 ⁽³⁾ (Gap Release)	초기 용기내 방출 (Early In-vessel)	용기의 방출 (Ex-vessel)	후기노내 단계 (Late In-vessel)	
단계별 지속 시간(h) ⁽¹⁾	사고 즉시 방출	0.5	1.3	2.0	10.0	
방사성핵종 그룹별 방출분율 ⁽²⁾	불활성기체	1.0	0.05	0.95	0.0	0.0
	할로겐	0.5	0.05	0.35	0.25 (0.29)	0.1 (0.07)
	알칼리 금속	Solid: 0.01	0.05	0.25	0.35 (0.39)	0.1 (0.06)
	텔루륨 계열		0.0	0.05 (0.15)	0.25 (0.29)	0.005 (0.025)
	Ba, Sr		0.0	0.02 (0.04/0.03)	0.1 (0.1/0.12)	0.0
	불활성금속		0.0	0.0025 (0.008)	0.0025 (0.004)	0.0
	새로계열		0.0	0.0005 (0.01)	0.005 (0.02)	0.0
	란타넘족		0.0	0.0002 (0.002)	0.005 (0.015)	0.0
요오드의 화학적 형태	I2: 91%, 입자: 5%, 유기물: 4%	Csl ≥ 95%, I+HI ≤ 5%, (I ≥ 1%, HI ≥ 1%) ⁽⁴⁾				
ESF와 자연제거에 대한 허용 정도	Plate-out에 의해 요오드 50%감소	격납건물내 핵분열생성물 제거 계통 인정(살수, 여과, 에어로졸 침전, 노심 파편 상부 침수)				

(1): 사고 초기 10~20초 동안 원자로냉각재 방사능 방출단계가 있으나, 다른 단계에 비해 매우 소량의 방사능이 방출되므로 무시할 수 있음 / (2): 노심 총량 중의 분율을 의미함 / (3): 장기 핵연료 냉각이 유지될 경우 간극방출은 3%임 / (4) 사고후 격납수조 물의 pH가 7 이상으로 유지될 수 있음을 입증할 경우에 해당됨

TID-14844와 AST 비교

방사선원항(Accident Source Term)

SSAR 15장(설계기준사고) → (가동원전) TID-14844(R.G. 1.195) 적용

- 설계기준사고(DBA) 평가에서 계산된 방사선원항은 EAB 평가 입력으로 사용됨 즉, SAR 15장 설계기준사고는 EAB 설정에 영향
 - 현재 가동원전은 TID-14844를 적용하여, EAB 설정, ESFs, 주제어실 설계 등에 활용

PAMP 2장(설계기준초과사고 - 다중고장사고/자연재해) → (가동원전) AST(R.G. 1.183) 적용

- (다중고장사고) 여러 안전계통이나 구성요소가 동시에 또는 연속적으로 실패하면서 기존의 설계기준사고를 초과하고, 중대사고로 발전할 가능성이 있는 사고임(예시. 발전소교류전원 완전상실사고, 증기발생기 전열관 다중파단사고 등)
- (설계기준초과 자연재해) 지진, 침수 등의 초기사건과 장기전원상실(ELAP), 최종열제거원상실(LUHS) 등의 고장이 조합된 사고(ELAP+LUHS+설계기준초과지진 등)

PAMP 2장(설계기준초과사고 - 중대사고) → (가동원전) MST 적용

- 설계기준을 초과하여 노심의 현저한 손상을 초래하는 사고를 의미하며, 위협요인에 의해 방사성물질 외부방출 방호벽 기능이 상실되지 않음을 입증해야 함
- 노심손상에서부터 원자로용기 및 격납건물(ISMR은 격납용기) 파손에 이르는 일련의 사고 진행 과정 동안 발생 가능한 중대사고 현상(수소연소, DCH, MCCI 등)에 대해 중대사고 완화능력을 제시해야 함
 - 공학적판단과 PSA 결과를 통해 종합적으로 시나리오를 선정하고, 주요 중대사고 현상에 대해 MAAP5(ISMR은 CINEMA) 코드를 이용하여 분석함 (MST 적용)

- AST: Alternative Source Term
- MST: Mechanistic Source Term

구분	사고구분			
	설계기준사고(SSAR 15장)		설계기준초과사고(PAMP 2장)	
	Non-LOCA	LOCA	다중고장사고	중대사고
문서 장/절	SSAR 15장	SSAR 15장	PAMP 2.1	PAMP 2.2
노심손상(CD) 가정	X	O	X	O
방사선원항(국내 법규)	R.G. 1.195(TID)	R.G. 1.195(TID)	R.G.1.183(AST)	MST
	원안위고시 제2017-15호		원안위고시 제2017-34호	

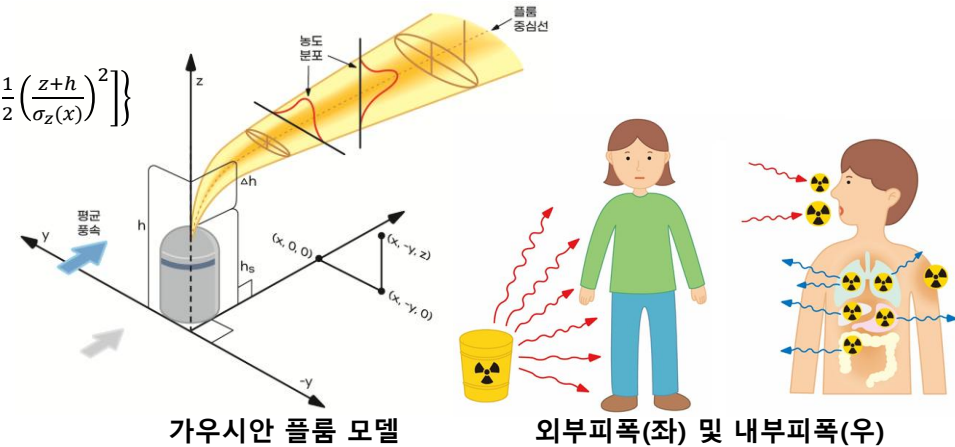
SMR EPZ 평가 방법론 및 모델 수립

■ 대기확산 및 침적 모델

- 가우시안 플룸 모델 기반

$$\chi(x,y,z) = \frac{Q}{2\pi\bar{u}\sigma_y(x)\sigma_z(x)} \exp\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{y}{\sigma_y(x)}\right)^2\right] \left\{ \exp\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{z-h}{\sigma_z(x)}\right)^2\right] + \exp\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{z+h}{\sigma_z(x)}\right)^2\right] \right\}$$

- $\chi(x,y,z)$: 시간 적분 대기 농도
- \bar{u} : 풍속 h : 방출높이
- $\sigma_y(x), \sigma_z(x)$: 수평 및 수직 확산계수



■ 선량평가 모델

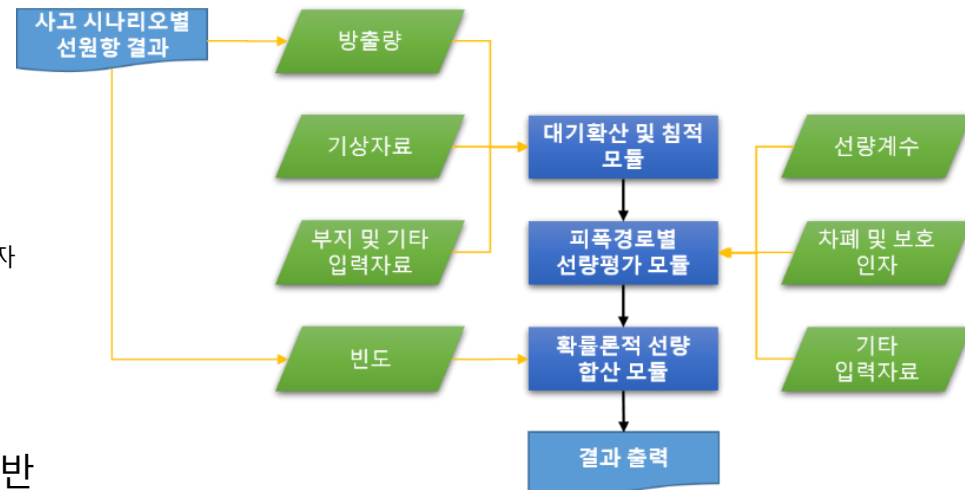
- 비상 단계의 피폭을 고려
- 외부피폭 및 내부피폭 경로 고려
- ICRP 26 및 60 방사선 방호체계를 기반으로 한 선량계수를 계산에 활용할 수 있도록 제공

$$D(r, \theta) = C(r, \theta) \cdot DC \cdot T \cdot CF \cdot SH$$

- $D(r, \theta)$: (r, θ) 에서의 피폭선량
- $C(r, \theta)$: (r, θ) 에서의 농도 DC : 선량계수 T : 피폭시간 보정인자
- CF : 공간특성 보정인자 SH : 차폐인자

■ 확률론적 선량 합산 평가 모델

- RG 1.242 방법(Probabilistic dose aggregation) 기반

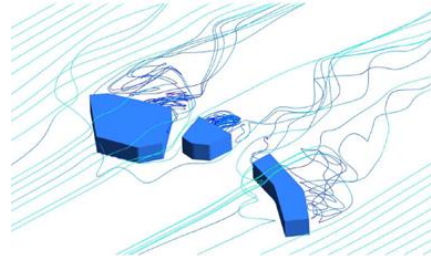


SMR EPZ 분석코드 구조 설계

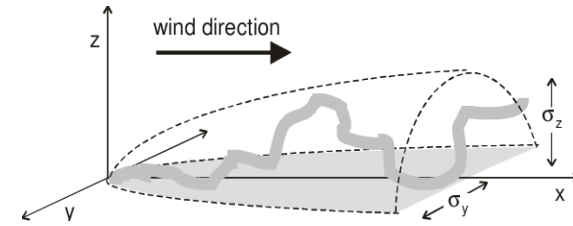
대기확산 분석 전산 프로그램 모듈 개발

■ 기본 가우시안 플룸 모델 구현

- 단일/다중 핵종, 단일/다중 플룸 확산 구현
- 기상 데이터 샘플링 구현
- 침적 및 붕괴 모델 구현
- RCAP / MACCS 검증 예제를 통한 테스트 완료



건물 와류 효과 개념도



사행 효과 개념도

■ 근거리 대기확산 정확도 향상 모델 반영

- 건물 와류효과(Building wake effect) 모델 구현
- 플룸 사행효과(Plume meander) 모델 구현
- 구현 모델
 - RG 1.145 모델
 - Ramsdell & Fosmire 모델
- MACCS 코드와 비교 검증
- 기존 면선원(area source) 방출
 - 점선원(Point source) 방출 옵션 추가
 - Ramsdell 및 RG1.145 (건물 와류효과) 모델은 점선원 방출 조건과 호환
- 확산계수에 Lookup Table 옵션 추가

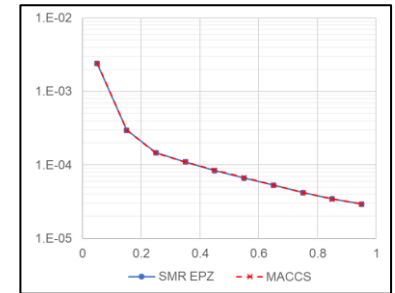
$$\sigma_{ym}(x) = \max[\min(f_{ym1}, f_{ym2}), f_{ym3}] \cdot \sigma_y(x)$$

$$\sigma_{zm}(x) = f_{zm} \cdot \sigma_z(x)$$

$$f_{ym1} = 1 + \frac{0.5A}{\pi\sigma_y(x)\sigma_z(x)} \quad \left. \begin{array}{l} f_{ym2} = 3 \\ f_{ym3} = f(u) \end{array} \right\} \text{ 건물와류}$$

$$f(u) = \begin{cases} \exp\left[\left(1 - \frac{\ln(u) - \ln(2)}{\ln(6) - \ln(2)}\right) \ln(m)\right] & u \leq 2 \\ 1 & 2 < u \leq 6 \\ \exp\left[\left(\frac{u - 6}{6}\right) \ln(m)\right] & 6 < u \end{cases}$$

RG 1.145 모델



RG 1.145 모델 비교 검증

$$\Sigma_y = (\sigma_y^2 + \Delta\sigma_{y1}^2 + \Delta\sigma_{y2}^2)^{1/2}$$

$$\Delta\sigma_{y1}^2 = 9.13 \times 10^5 \left\{ 1 - \left(1 + \frac{x}{1000U} \right) \exp\left(-\frac{x}{1000U}\right) \right\}$$

$$\Delta\sigma_{y2}^2 = 5.24 \times 10^{-2} U^2 A \left\{ 1 - \left(1 + \frac{x}{10\sqrt{A}} \right) \exp\left(-\frac{x}{10\sqrt{A}}\right) \right\}$$

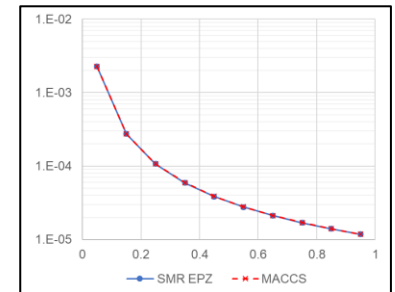
$$\Sigma_z = (\sigma_z^2 + \Delta\sigma_{z1}^2 + \Delta\sigma_{z2}^2)^{1/2}$$

$$\Delta\sigma_{z1}^2 = 6.67 \times 10^2 \left\{ 1 - \left(1 + \frac{x}{100U} \right) \exp\left(-\frac{x}{100U}\right) \right\}$$

$$\Delta\sigma_{z2}^2 = 1.17 \times 10^{-2} U^2 A \left\{ 1 - \left(1 + \frac{x}{10\sqrt{A}} \right) \exp\left(-\frac{x}{10\sqrt{A}}\right) \right\}$$

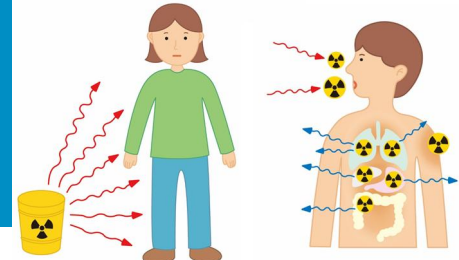
사행효과
건물와류

Ramsdell & Fosmire 모델



Ramsdell & Fosmire 모델 비교 검증

선량평가 전산프로그램 모듈 개발



외부피폭(좌) 및 내부피폭(우)

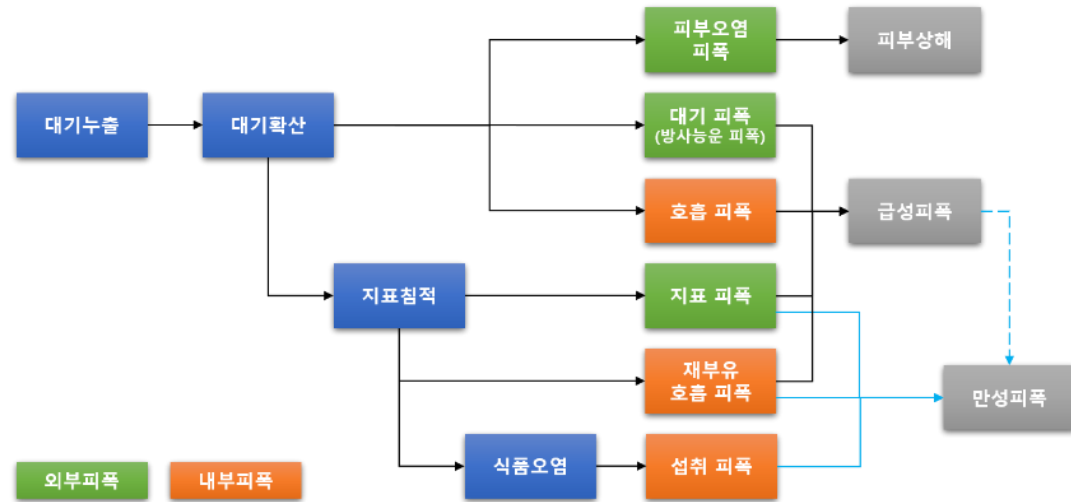
■ 비상 단계(Emergency phase) 선량평가 모델 구현

• 피폭경로

- 방사능운에 의한 외부피폭(Cloudshine)
- 지표침적에 의한 외부피폭(Groundshine)
- 호흡에 의한 내부피폭(Inhalation)
- 피부오염에 의한 외부피폭(Skin)

■ 선량계수(Dose coefficient) 라이브러리 반영

- **ICRP 60 방호체계** 기반 선량계수
 - 27개 장기, 72개 핵종
- **ICRP 26 방호체계** 기반 선량계수
 - 19개 장기, 74개 핵종
- **FGR-13** 기반 선량계수
 - 27개 장기, 825개 핵종



다양한 외부피폭 및 내부피폭 경로

미국 EPA 및 ICRP 선량평가 체계에 따른 주요 선량계수 데이터 (외부피폭)

구분	FGR 12	FGR 13	FGR 15	ICRP 144
범위	방사능운 지표 및 토양 침도	방사능운 지표 및 토양 침도	방사능운 지표 및 토양 침도	방사능운 지표 및 토양 침도
방사선 방호체계	ICRP 26	ICRP 60	ICRP 103	ICRP 103
핵종과자료	ICRP 38	ICRP 38	ICRP 107	ICRP 107
연령군	1개(성인)		6개(신생아, 1세, 5세, 10세, 15세, 성인)	
인체모형 (팬텀)	출처	Cristy and Eckerman 일부 수정	Han et al.	성인 : ICRP 110 소아 : ICRP 143
	유형	MIRD*	양식화(Stylized)	복셀(Voxel)

미국 EPA 및 ICRP 선량평가 체계에 따른 주요 선량계수 데이터 (내부피폭)

구분	FGR 11	ICRP 72	FGR 13
범위	호흡 섭취	호흡 섭취	호흡 섭취
방사선 방호체계	ICRP 26	ICRP 60	ICRP 60
호흡기 모델	ICRP 30	ICRP 66	ICRP 66
소화기 모델	ICRP 30	ICRP 30	ICRP 30
전신 생체역동학 모델	ICRP 30	ICRP 30	ICRP 67
핵종과자료	ICRP 38	ICRP 38	ICRP 38
연령군	1개(성인)	6개(신생아, 1/5/10/15세, 성인)	

결론 및 현안

결론

■ i-SMR의 향상된 고유 안전성 및 사고대처 유연성

• i-SMR의 주요 계통

- PAFS (Passive Auxiliary Feed-water System)
- PECCS (Passive Emergency Core Cooling System)
- CV (Containment Vessel)

• i-SMR의 향상된 안전성

- 낮은 사고발생 빈도
- 낮은 방사성물질 누출량
- 느린 사고진행 속도와 이에 따른 대처 유연성

• 시간에 따른 기술 진보

- 중대사고에 대한 이해 증진 및 소외영향평가 기술 발전
- 방사능방재에 관한 이해 증진

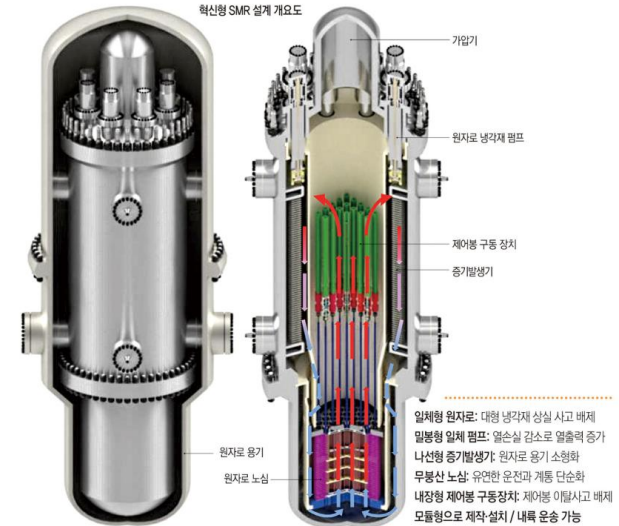
■ 각 원자로의 규모 및 안전성에 부합하는 규제 합리/최적화 필요

• SMR에 기존 비상계획구역 기초지역 범위(PAZ/UPZ)를 적용해야 하는 한계

• 미국 NRC는 10 CFR 50.160 신설 및 50.33 개정, RG 1.242 발간

- **10 CFR 50.160:** Emergency preparedness for SMRs, non-LWRs, and non-power production or utilization facilities
- **RG 1.242:** Performance-based Emergency Preparedness for SMRs, non-LWRs, and non-power production or utilization facilities

• 관련 법령 개정 또는 예외 조항 신설 등 필요



[별표 1]

원자력시설별 방사선비상계획구역 기초지역 (제3조 관련)

구 분	범 위		
	예방적보호조치구역	긴급보호조치계획구역	
발전용 원자로 및 관계시설	반경 3킬로미터 이상 5킬로미터 이하	반경 20킬로미터 이상 30킬로미터 이하	
연구용 원자로 및 관계시설	열출력 2메가와트 이상 10메가와트 미만	없음	반경 약 0.5킬로미터
	열출력 10메가와트 이상 50메가와트 미만	없음	반경 약 1.5킬로미터
	열출력 50메가와트 이상 100메가와트 미만	없음	반경 약 5킬로미터
사용후핵연료 저장·처분·처리시설	시험 및 연구목적이 아닌 처리시설	개별 시설별로 평가하여 결정	반경 약 5킬로미터
	저장·처분시설	없음	반경 약 1.5킬로미터
	시험 및 연구목적의 처리시설	없음	부지 경계
그 밖의 원자력시설	없음	없음	부지 경계

SMR 환경에서의 PSA 역할 변화

소속 경희대학교 원자력공학과

발표 허균영

장소 대구 EXCO

본 발표자료는 한국원자력안전기술원에서 지원한 '원자력 안전규제 차등접근 방식 적용에 관한 정책방향 연구(KINS/HR-2014)' 내용을 일부 인용하였으며, 수록된 모든 내용은 발표자의 개인적 견해이지 유관 기관의 공식견해가 아님을 알려드립니다.



행정기본법, 행정규제기본법

행정기본법

[시행 2024. 1. 16.] [법률 제20056호, 2024. 1. 16. 일부개정]

법제처(미래법제혁신기획단), 044-200-6737

제1장 총칙

제1절 목적 및 정의 등

- 판** □ 제1조(목적) 이 법은 행정의 원칙과 기본사항을 규정하여 행정의 주민성과 적법성을 확보하고 적정성과 효율성을 향상시킴으로써 국민의 권익 보호에 이바지함을 목적으로 한다.

제2장 행정의 법 원칙

- 판** □ 제8조(법치행정의 원칙) 행정작용은 법률에 위반되어서는 아니 되며, 국민의 권리를 제한하거나 의무를 부과하는 경우와 그 밖에 국민생활에 중요한 영향을 미치는 경우에는 법률에 근거하여야 한다.
- 판** □ 제9조(평등의 원칙) 행정성은 합리적 이유 없이 국민을 차별하여서는 아니 된다.
- 판** □ 제10조(비례의 원칙) 행정작용은 다음 각 호의 원칙을 따라야 한다.
 1. 행정목적 달성하는데 유효하고 적절할 것
 2. 행정목적 달성하는데 필요한 최소한도에 그칠 것
 3. 행정작용으로 인한 국민의 이익 침해가 그 행정작용이 의도하는 공익보다 크지 아니할 것

- 행정법적 차원에서 재량권 행사의 적법성을 판단하는 기준. 적합성/필요성/상당성
- 상당성을 검토할 때에는 행정작용에 관련되는 당사자의 불이익 정도, 이를 통해 달성되는 이익 등이 고려되어야 한다.

행정규제기본법

[시행 2024. 1. 18.] [법률 제19213호, 2023. 1. 17. 타법개정]

국무조정실(규제총괄정책관실), 044-200-2429

제1장 총칙 < 개정 2010. 1. 25. >

- 판 연** □ 제1조(목적) 이 법은 행정규제에 관한 기본적인 사항을 규정하여 불필요한 행정규제를 폐지하고 비효율적인 행정규제의 신설을 억제함으로써 사회·경제활동의 자율과 창의를 촉진하여 국민의 삶의 질을 높이고 국가 경쟁력이 지속적으로 향상되도록 함을 목적으로 한다.
- 판 연** □ 제5조(규제의 원칙) ① 국가나 지방자치단체는 국민의 자유와 창의를 존중하여야 하며, 규제를 정하는 경우에도 그 본질적 내용을 침해하지 아니하도록 하여야 한다.
 - ② 국가나 지방자치단체가 규제를 정할 때에는 국민의 생명·인권·보건 및 환경 등의 보호와 식품·의약품의 안전을 위한 실효성이 있는 규제가 되도록 하여야 한다.
 - ③ 규제의 대상과 수단은 규제의 목적 실현에 필요한 최소한의 범위에서 가장 효과적인 방법으로 객관성·투명성 및 공정성이 확보되도록 설정 되어야 한다.



국내 원자력 안전규제에서의 '비례의 원칙'

● 원자력안전 정책성명(1994년)

■ 원자력 안전규제 5대 원칙 표명

- 독립성 : 원자력안전규제 업무를 책임지는 독립된 규제조직에 대한 법적제도 확립 등.
- 공개성 : 원자력안전규제 업무의 적법하고 공개적 처리 등.
- 명확성 : 원자력 안전규제는 국가의 정책목표에 기반을 둔 선명한 안전규제 정책과 명확한 규제근거를 설정하여 체계적으로 수행하여야 한다.
- 효율성 : 규제행위는 '원자력 위험도 감소'라는 실질적 목표달성에 기여할 수 있도록 효율적으로 수행되어야 한다.
- 신뢰성 : 규제업무는 연구와 운전경험으로부터 얻어진 활용 가능한 최고의 지식을 근거로 행정적으로 신속, 공정, 확실하게 처리하여야 한다.

■ 11대 원자력 안전규제 정책방향

- ...
- 확률론적 평가기법을 활용하여 원자력발전소의 『종합적 안전성 평가』를 수행하고, 비용효과를 고려하여 합리적인 안전 규제를 도모하며 『위험도를 근거로 한 안전규제』를 실시한다.
- ...

■ 정책성명

“바람직한 사회상태를 이룩하려는 목표와 이를 달성하기 위해 필요한 수단에 대하여 정부 기관이 공식적으로 결정한 기본방침을 제시하는 문서”





국내 원자력 안전규제에서의 '비례의 원칙'

● '원자력안전정책 시행성과와 신원자력안전정책성명에 관한 연구'(2005년)

- 원자력 안전정책 시행성과평가
 - 『위험도를 근거로 한 안전규제』
 - 일부 분야에 선발적으로 위험도정보 및 성능기반 평가기법을 활용하여 옴
 - 위험도정보를 활용한 설비정지허용시간 및 정기점검주기 연장신청에 대한 변경승인
 - 안전성평가에 기초한 격납건물 종합누설률시험 주기 연장 (5년→10년) 허용
 - 가동 중 원자력발전소에 대한 확률론적안전성평가(PSA)를 수행 중이며, 2006년까지 모든 가동원전에 대해 완료할 예정
 - 위험도정보활용 규제제도 도입을 위한 중장기연구 추진중

“안전정책성명 시행성과 평가 결과, 대부분의 정책방향이 여전히 유효함을 확인“

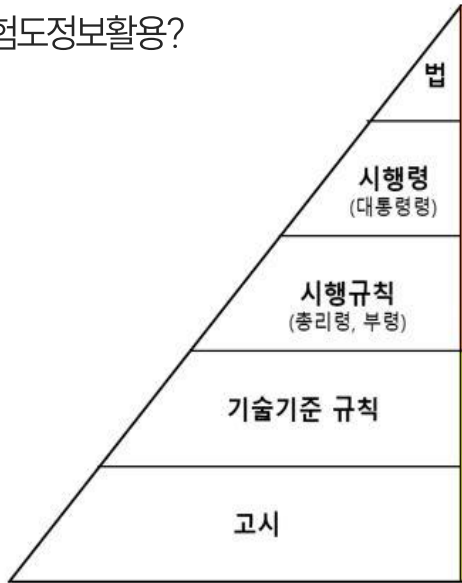
● '리스크정보활용규제에 관한 정책보고서'(2010년)

- 리스크정보활용 규제개념을 국내에 도입하고 정착시키기 위하여 필요한 이행 원칙의 설정
- 국내적용성 등을 평가하여 향후 추진전략과 방향 제시
- 미국 사례를 기반으로 PSA 표준 개발, 모델링 및 신뢰도 데이터의 품질 향상, 전문가 검토 과정 도입 등을 제안



문제 제기

- 준용한다 vs. 아니할 수 있다 vs. 대체할 수 있다?
- 차등접근은 이미 잘 정립(발전용/연구용, 허가/신고 등)되어 있다 vs. 차등접근의 법적인 요건이 미비하다
- 차등접근 = 위험도정보활용?



제16조(운영허가의 신청) ③ 법 제20조제2항에 따른 최종안전성분석보고서에는 제9조제4항 각 호의 사항을 적어야 한다. 다만, 해당 원자로의 사용목적 또는 그 원리의 차이로 인하여 적용하기에 적합하지 아니한 사항과 법 제20조제2항에 따른 다른 첨부서류의 기재사항과 중복되는 사항은 기재하지 아니할 수 있다.

제26조(운영에 관한 안전조치) ①... 다만, 위원회가 원자로의 사용목적이나 설계상의 원리적인 차이로 인하여 그대로 적용하기 어렵거나 기술적인 면에서 적용하지 아니하여도 안전상 지장이 없다고 인정하는 경우에는 그러하지 아니하다.

제30조(연구용원자로 등의 건설허가) ④ 제1항에 따른 허가 및 변경허가에 관하여는 제11조 및 제14조를 준용한다.

제2절 원자로시설의 구조·설비 및 성능

제11조(적용범위) ② 제 1항에 규정에 의한 기술기준중 당해 원자로시설의 사용목적, 원리적 차이 또는 설계의 특성상 당해 원자로시설에 그대로 적용할 수 없거나 적용하지 아니하더라도 안전상 지장이 없다고 원자력안전위원회가 인정하는 경우에는 일부규정을 적용하지 아니할 수 있다.



차등접근 적용의 애로점

● 차등접근의 애로점

- **고도의 기술적 복잡성과 대규모 재해 가능성**
- **일관성과 공정성**
 - 사업자의 편의를 봐주기 위한 '규제완화'라는 시각
- **복잡한 이해관계자**
 - 원안위 사무국과 안전규제수탁기관의 관계, 상임위원과 비상임위원과의 입장 차이
- **원자력안전법 체계의 구조적 특징**
 - 법률-시행령-시행규칙의 3단 체계를 기본으로 하지만, 규제의 실질을 구성하는 사항들은 위임 고시 및 규칙으로 존재
 - 규제기준의 전문성을 확보할 수 있다는 장점이 있는 반면, 차등접근 적용에 있어 구조적 애로사항을 야기한다는 단점
- **유무형의 비용**
 - 심사자의 재량을 행사하는 과정에서 이를 판단할 수 있도록 도와주는 역량, 방법론, 도구 등이 모두 갖춰져야 함
- **차등접근에 대한 인식부족**
 - 규제자와 사업자 모두 차등접근에 대한 실익이 없거나, 실익이 있더라도 이해하지 못하는 경우
 - 차등접근 자체에 대한 관심이 없는 경우



원자력 안전규제에서의 차등접근 요인 분석

● 법제도 내에서의 차등접근

- 원안법에서 차등접근(면제 등)에 대한 구체적인 규정이 없어 하위규정에서의 판단이 상위규정과 상충될 우려 존재
 - 미국의 10 CFR 50.12 Specific exemptions
 - 캐나다의 REGDOC-3.5.3, 5.4 Graded Approach, REGDOC-2.5.2, 9. Alternative Approach



원자력 안전규제에서의 차등접근 요인 분석

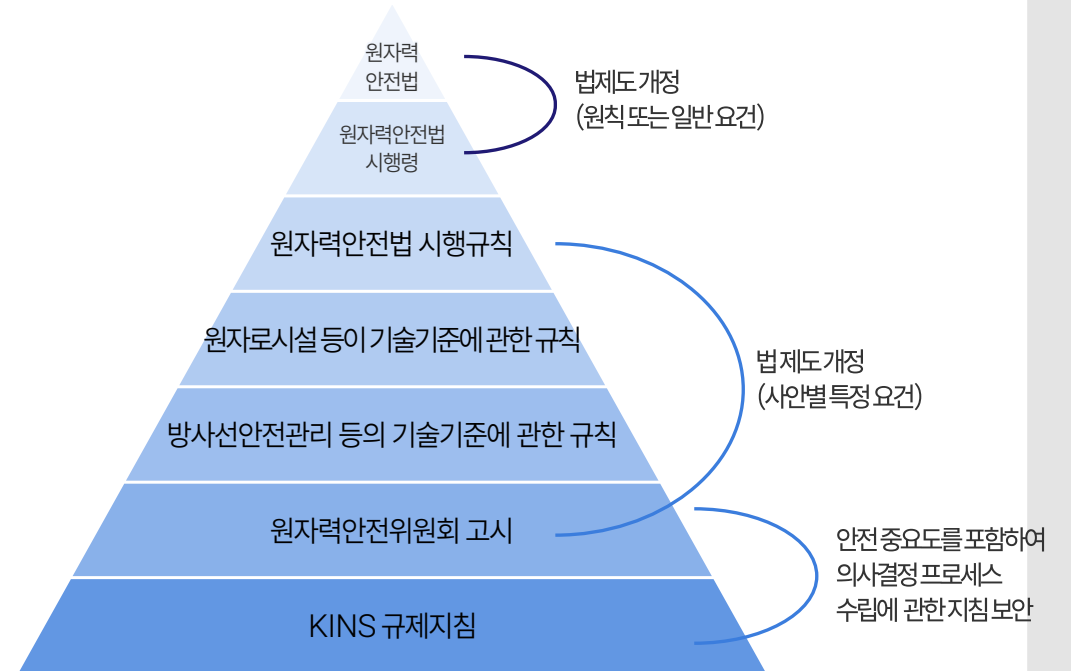
● 법제도 내에서의 차등접근 적용 프로세스 제안

■ 법률, 시행령, 시행규칙의 개선 (장기과제)

- 차등접근의 원칙과 기준 명시
 - 법률에 ‘~등을 고려하여 안전규제를 차등적으로 할 수 있다’고 신설
- 위임 근거의 구체화
- 차등접근 절차 규정 / 규제 유연성 조항 도입

• 위임 고시의 정비 (단기과제)

- 차등접근 지침 마련
 - 고시 또는 훈령 등에 구체적인 적용 방법과 절차 제시
- 유연한 기준 도입
 - 고시 또는 규칙에 ‘~등을 고려하여 위원회가 정하는 바에 따라 대체 기준을 적용할 수 있다’고 개정
- 위험도정보활용 성능기반 규제 도입
 - 결정론적 접근방법을 지원하도록 확률론적 접근방법의 활용을 추가하고 안전성 능력표의 달성 여부에 따른 의사결정 방법론 마련





신규 노형에서 위험도정보활용의 가치

위험도정보활용의 주요 요소

- 안전목표의 달성여부
- 사건경위의 종합적 조사 → 인허가기반사건, 등급분류 등에 활용
- 하드웨어, 소프트웨어, 인적오류 등에 대한 설계 개선
- 면제 또는 대체 요건에 대한 근거

- 불확실성(모델 품질, 신뢰도 데이터 등) 때문에 사용이 불가능한 것은 아니며 불확실성 하에서의 의사결정 수행 체계의 도입



Ferrante, Application of Risk-informed Decision-making to Material Aspect, 2024 Industry /NRC Materials Technical Exchange Meeting, June 2024.



(경수형) iSMR의 PSA에서 확인되는 교훈

- iSMR은 발전용원자로인가? 중대사고가 발생하는가?
- 원안법상 “원자로”가 단일모듈인가 아니면 동일부지내 다수모듈인가?
- 원자로규칙, 다수기 건설시 원자로 간에 영향을 미치지 않아야 하는 요건의 달성?
- 사고관리계획서에 제시된 정량목표(10E-5)가 iSMR에 주는 의미는?
 - 단일모듈 기준으로는 너무 용이한 기준
 - 빈도목표(CDF, LERF)가 원자로의 위험도에 차등화하여 제시되고 있는가?
- FOAK 설계에서 PSA의 성숙도를 어느 정도까지 볼 것인가?
 - 새롭게 도입되는 SSC 또는 HRA에 대한 데이터의 성숙도
- 리스크 평가 방법론과 관련된 현안 해소 (예: 피동계통 기능실패확률, 기존 대형원전 다수기PSA에서 해소되지 않은 기술적 현안)
 - 현안에 관심을 가지고 있는 사람들끼리 자주 만나서 최신 연구동향 교류하는 게 최선?
 - 현안 해소와 관련된 판단은 전적으로 재량?

03 SMR에서의 PSA 역할



원자력안전법에서의 SMR 고려사항

- 원안법 제2조(정의) 8. “원자로”란 핵연료물질을 연료로 사용하는 장치를 말한다. → “원자로”의 기능상 정의 이외에도 형태상 정의 점검 필요
- 원안법 제10조(건설허가) (1) 발전용원자로 및 관계시설을 건설하려는 ... → “발전용” 이외의 원자로의 목적을 포괄하기 위한 용어 필요
- 원안법 제26조(운영에 관한 안전조치 등) (3) 발전용원자로운영자는 원자로마다 ...
- 원안법 제30조(연구용원자로 등의 건설허가) (1) 연구용 또는 교육용의 원자로 및 관계시설을 건설하려는 ...

03 SMR에서의 PSA 역할



원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙

- 제2조(정의) 2. “2차 냉각재”라 함은 … 터빈을 돌리는 유체를 말한다.
 - 4. “원자로냉각재압력경계”라 함은 1차 냉각재로부터 압력을 받는 부분으로…
 - 10. “연료허용 손상한계”라 함은 … 핵연료의 손상을 방지하기 위하여 핵비등이탈률과 핵연료중심온도 등에 대하여 설정하는 …
- 제1절 원자로시설의 위치 제3조(적용범위)
- 제2절 원자로시설의 구조,설비 및 성능 제11조(적용범위) … 일부 규정을 적용하지 아니할 수 있다.
- 제10조(다수기 건설) (1) 동일한 부지 안에 2 이상의 원자로시설을 설치하는 경우에는 이들 원자로시설이 각각 다른 원자로시설에 영향을 미치지 아니하는 곳에 이를 설치하여야 한다.
 - 제85조의5(해체에 대비한 전략 등) (2) 동일한 부지 안에 둘 이상의 원자로시설을 …
- 제12조(안전등급 및 규격) (2) … 규격외의 것은 그 적용성, 적합성 및 충분성에 대하여… → 적용성, 적합성 및 충분성 판단기준
- 제13조(외적 요인에 관한 설계기준) (2) … 고려하여야 한다. 3. 안전기능의 중요도 → 안전기능의 중요도 평가
- 제16조(설비의 공유) (2) … 안전에 중요한 설비가 … 이를 공유할 수 있다. → 공유함에도 불구하고 리스크의 현저한 증가가 오지 않음을 증명
- 제24조(전력공급설비) (1) … 발전소내,외 전력계통을 다음 각 호의 기준에 적합하도록 설치하여야 한다. → 전력계통의 중요도 평가

03 SMR에서의 PSA 역할



원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙

- 제42조(설계기준사고) (1) 원자로시설은 내부 및 외부사건을 포함한 설계기준사고로 인한 ... → 설계기준사고의 선정
- 제56조(운영절차서) 발전용원자로운영자는 ... 3. 중대사고의 예방 및 완화를 위한... → 발전용원자로는 중대사고가 발생하고, 연구용원자로 등은 중대사고 리스크가 없다는 것에 대한 증명

03 SMR에서의 PSA 역할



사고관리 범위 및 사고관리능력 평가의 세부기준에 관한 규정

- 제2조(적용범위) (1) ... 발전용 원자로 및 관계시설에 대하여 적용한다. (2) ... 일부 규정을 적용하지 아니할 수 있다. → 발전용원자로과 그렇지 않은 원자로의 차이는 결국 중대사고의 발생 가능성 또는 중대사고로 인한 무시할 수준 이상의 리스크로 정의
- 제3조(다중고장에 의한 사고의 범위) → 필요시 PSA를 통해 선정
- 제8조(사고 영향의 평가) → 필요시 PSA를 통해 선정
- 제9조(위험도 평가) (1) ... 발전용원자로시설의 사고로 인한 위험도를 종합적으로...

03 SMR에서의 PSA 역할



원자로시설의 안전등급과 등급별 규격에 관한 규정

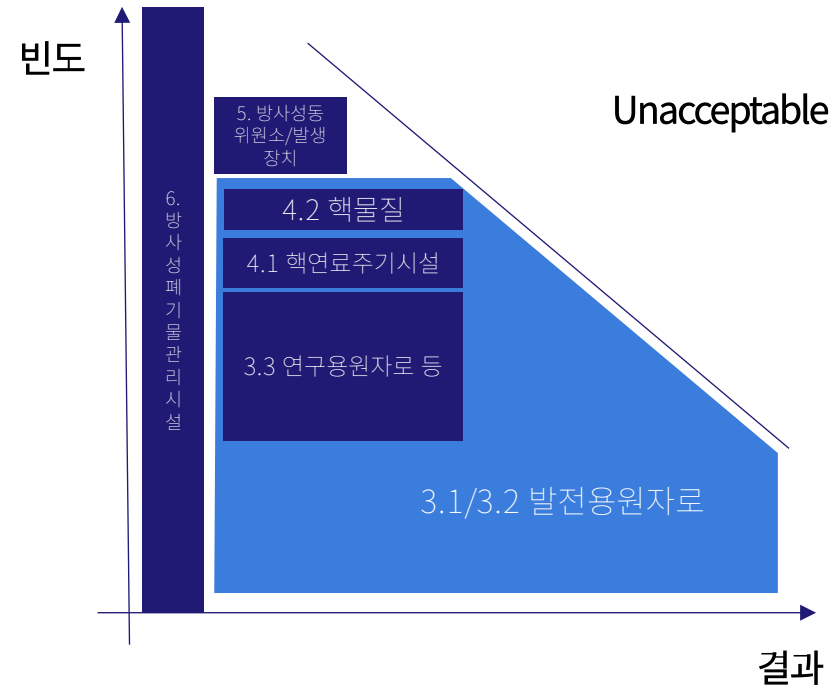
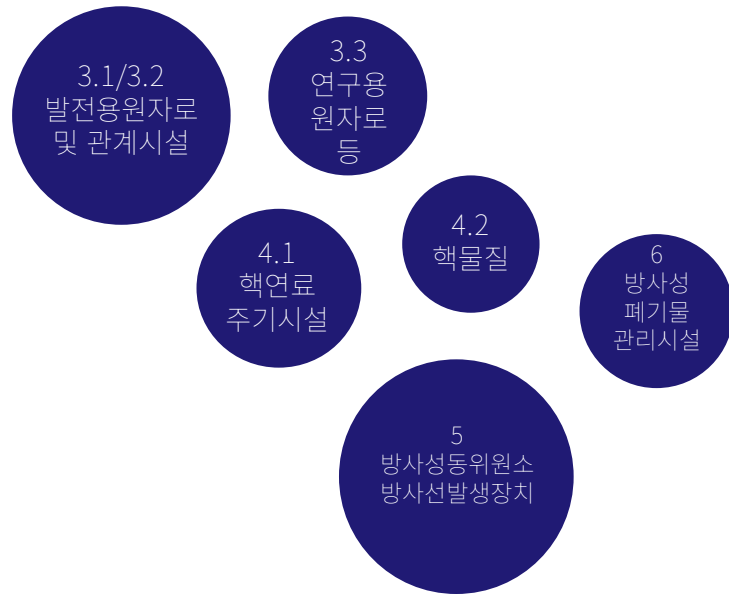
- 제2조(적용대상) 이 규정은 가압경수로 원자로시설 중 ... 다만, 가압중수형 원자로시설의 설비에 대해서는 ... → 노형에 대한 범용성이 필요
- 제3조(정의) 4. “안전기능”이란 원자력발전소에서 원자로냉각재압력경계의 건전성 확보와 ... 소외피폭선량 제한치를 초과할 우려가 있는 상황을 예방하거나 완화시키는 기능을 말한다. → 새로운 노형에서는 안전기능을 PSA를 통해 새롭게 정의할 필요성 대두

04 SMR을 위한 제도개편방안



리스크 기반의 법제도로 전면 개편

- 새롭게 신설되는 법률과 시행령/규칙 등을 통해 노형 또는 시설의 종류에 상관없이 전면적인 리스크 기반의 인허가로 개편

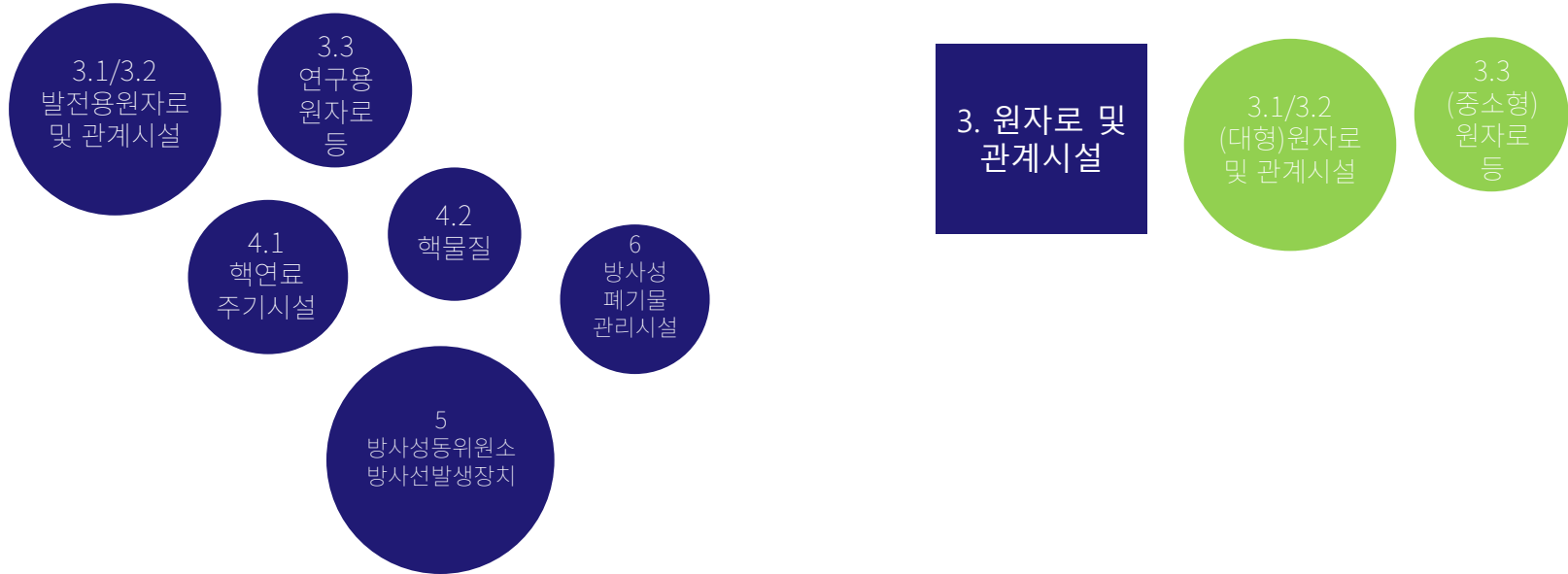


04 SMR을 위한 제도개편방안



기존 법제도를 토대로 심사범위 확대

- 기존의 원자로규칙을 개편하여 노형에 상관없이 리스크에 기반하는 인허가 제도로 개편
- 발전용/연구용 등 목적 중심의 분류가 아닌 리스크(소스텀) 중심으로 차등화



04 SMR을 위한 제도개편방안

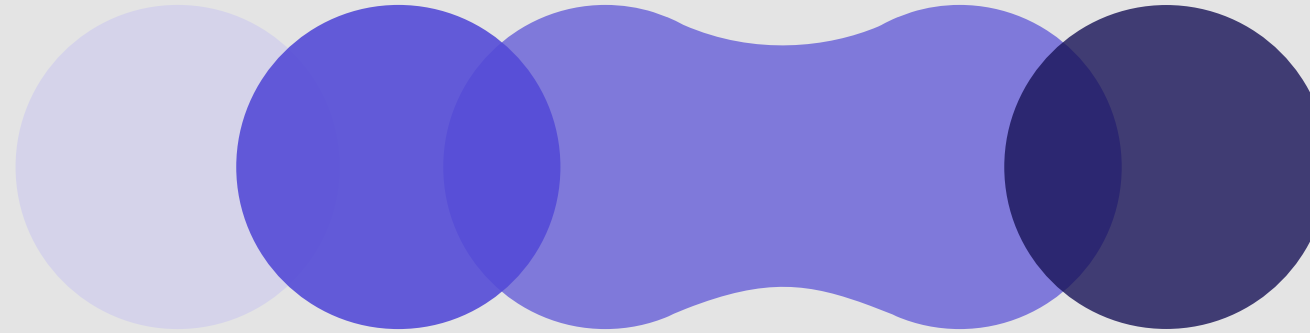


비경수형 법률조항의 신설

- 기존의 법률을 그대로 두고, 원안법 내에 비경수형 원자로를 신설하고 이에 따른 원자로규칙을 제공
- 비경수형 종류별로 현재의 원자로규칙과 같이 결정론적 기준을 제시(노형별 GDC)할 수도 있고, 리스크 평가에 기반한 확률론적 접근(기술포용적)을 제시할 수도 있음



감사합니다



Three vertical bars in blue, green, and yellow colors are positioned to the left of the title.

Recent Risk-informed Regulation in US

July 4, 2025

Hyun Gook Kang

Department of Mechanical, Aerospace, and Nuclear Engineering, RPI

kangh6@rpi.edu



Table of Contents

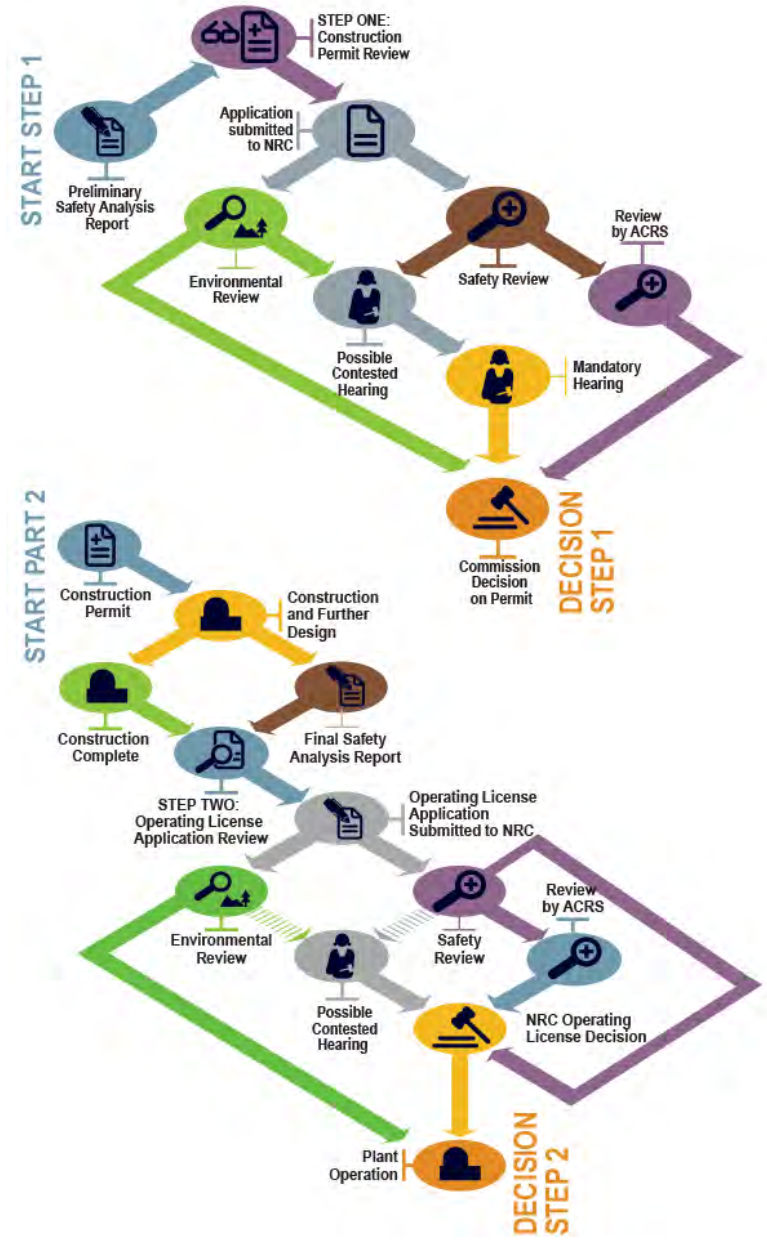


- **US Regulation Overview**
- **Risk-informed Performance-based Technology-inclusive**
 - SMR designs
 - Current Licensing overview
- **President Trump's Executive Orders**
- **SMR Progress**
- **Eco System Changes**

10 CFR 50

■ 미국 예전의 규제 체제

- 건설허가(Construction Permit; CP): 원자력발전소 등 시설 건설
 - 신청
 - 안전심사/환경심사
 - 공청회
 - CP발급
- 운영허가(Operation License; OL): 시설 운영
 - 신청
 - 안전심사/환경심사
 - 공청회
 - OL발급
- 표준화 되어 있지 않고 각자의 고유한 설계를 가지는 경우에는 적합



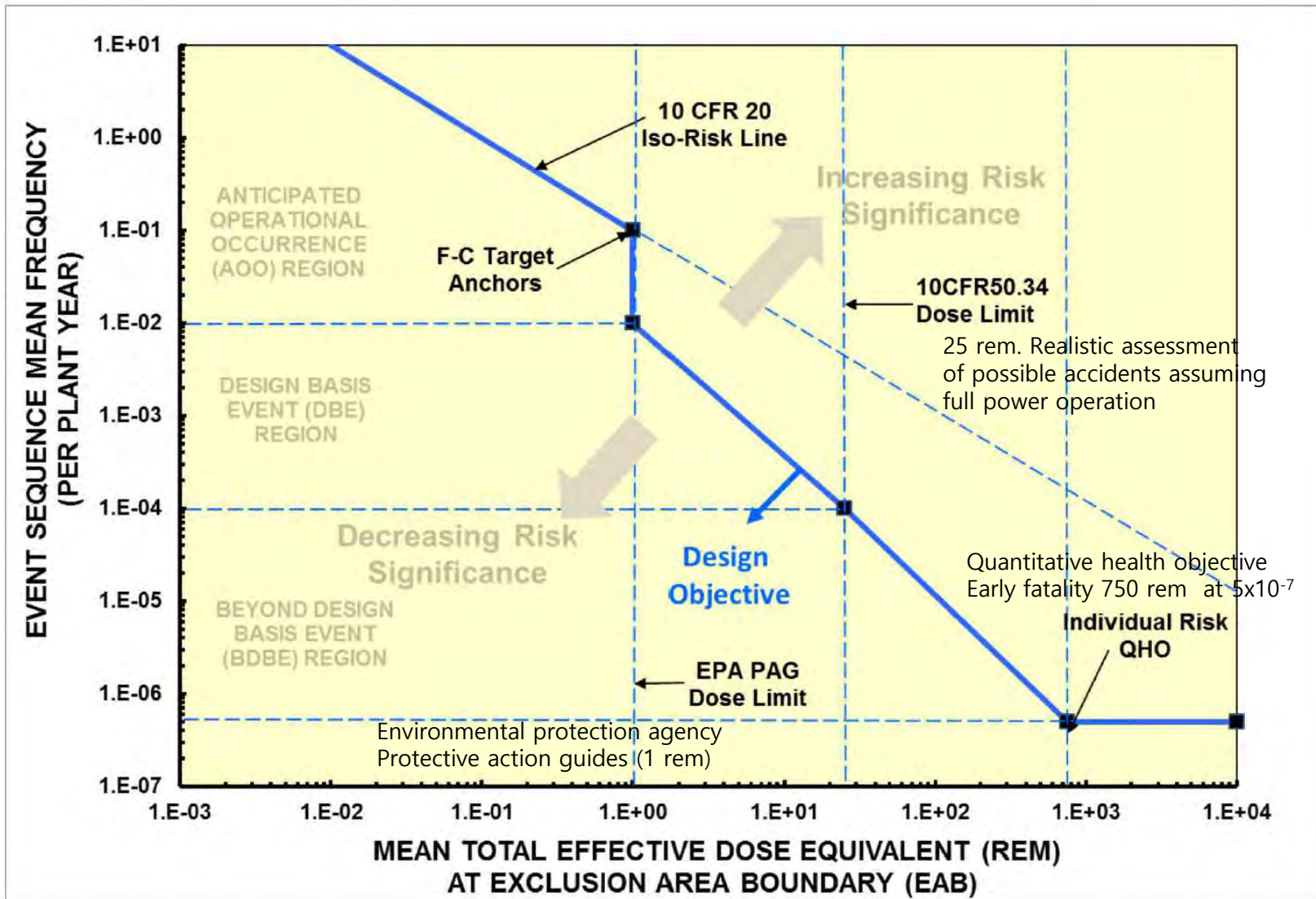
■ 1989년 도입

- 사전부지허가(ESP): 원자력시설과 무관하게 부지 자체의 적절성 심사
 - 신청
 - 안전심사/환경심사
 - 공청회
 - 일정기간(10년-20년) 유효한 ESP발급
- 설계인증(DC): 건설장소 등에는 무관하게 시설 자체의 적절성 심사
 - 신청
 - 안전심사
 - 공청회
 - 15년간 유효한 DC허가
- 통합허가(CL)
 - 신청 (이때 ESP나 DC가 있으면 이를 인용)
 - 안전심사/환경심사
 - 공청회
 - Inspections, tests, and analyses and that acceptance criteria 확인후 CL발급
- ESP, DC가 필수적인 것은 아님 (CL에 다 넣어서 신청도 가능)

New Reactor Licensing Process



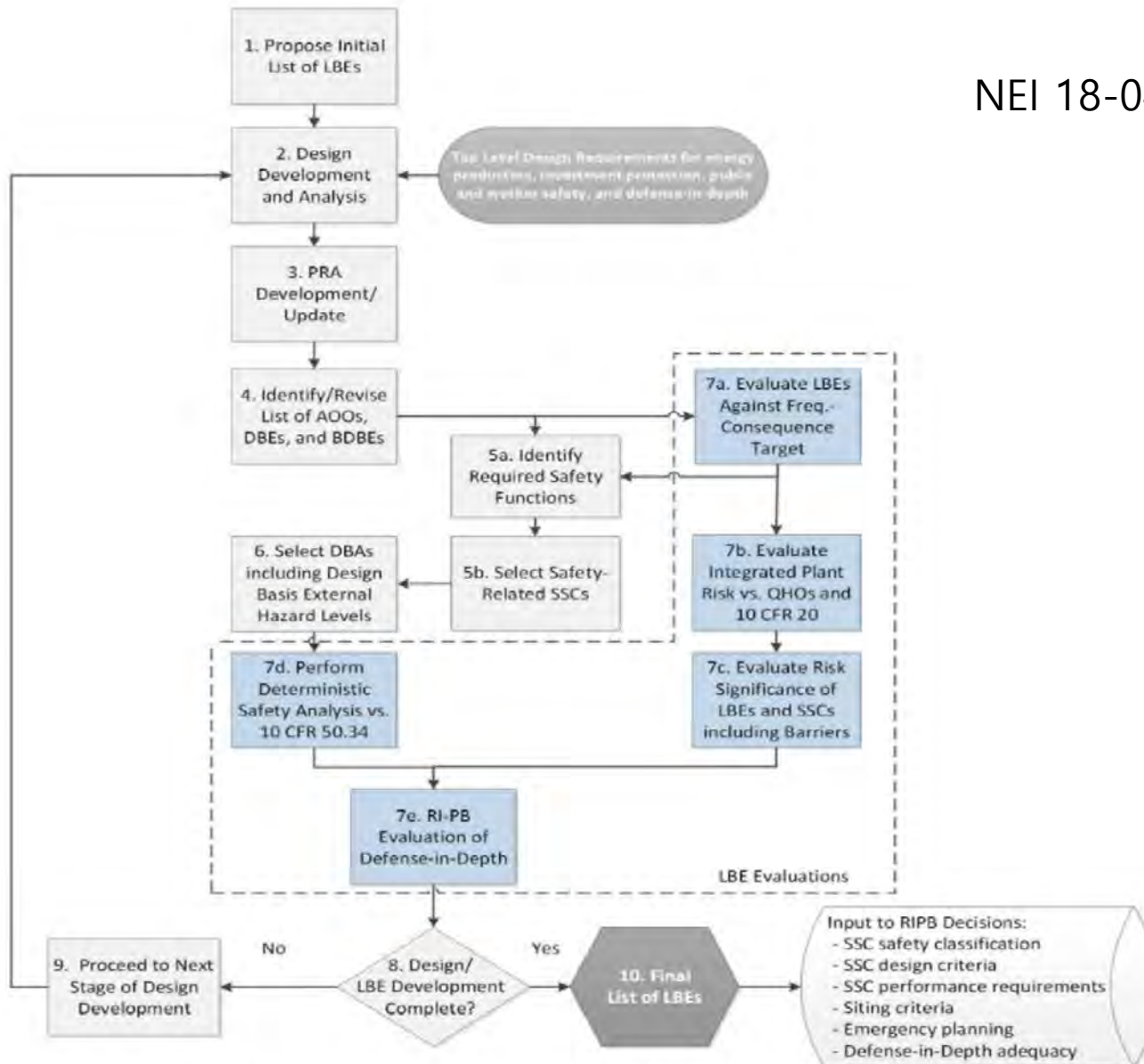
Risk-informed Regulation (RIPBTI)



LMP F-C Curve (Use of Averaged Risk)

Licensing Basis Event Selection

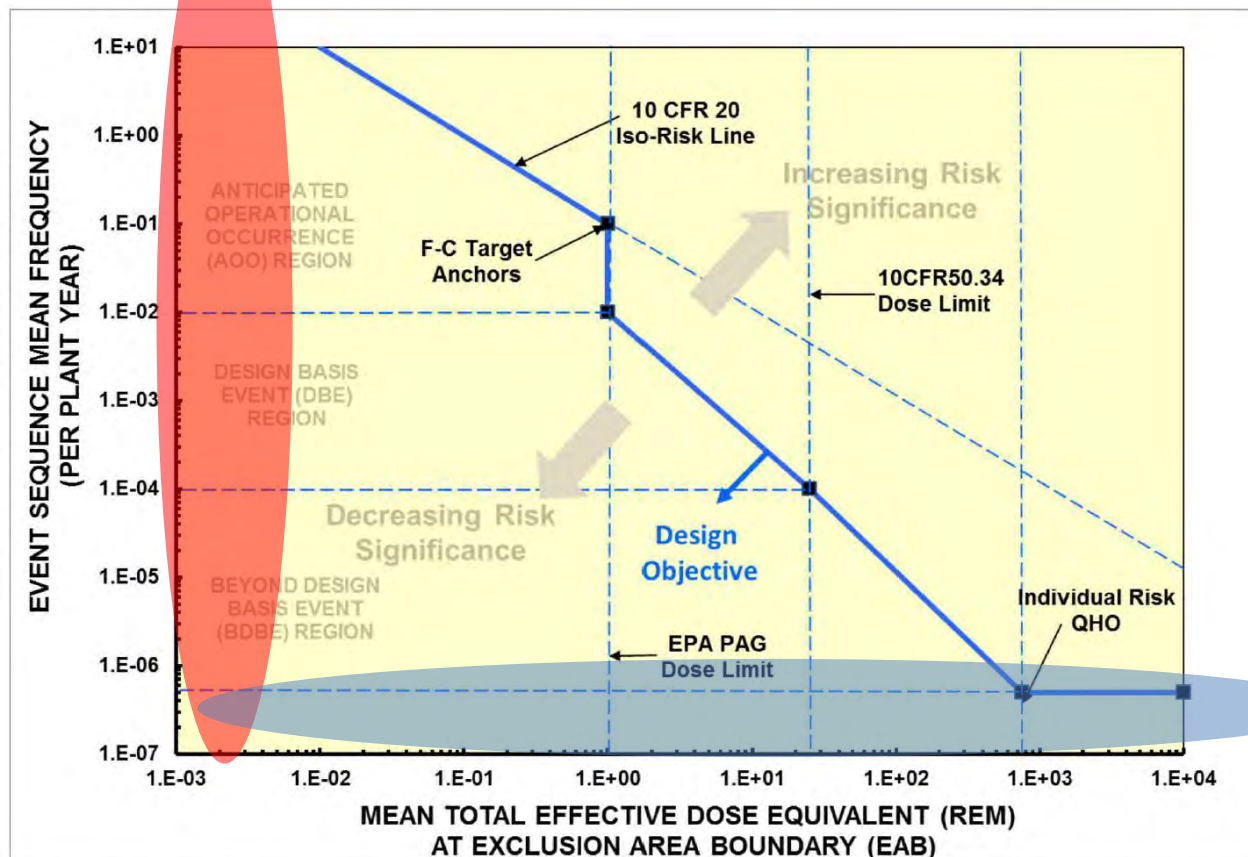
NEI 18-04



SMR Accidents on F-C Chart

- (1) Small core LWR
 - = Multiple sealing w/ small diameter piping
 - = Filtered venting in the worst cases
 - = Small leakage

- (2) Low pressure AR = Small leakage



Passive safety features
= Ultrahigh reliability
= Low frequency of release

Licensing Trends



■ LWR SMRs

- 10 CFR Part 50 for CP
- 10 CFR Part 52 for DC & CL
- Some modifications with risk-informed approach

■ GenIV SMRs

- Clinch River Breeder Rx Project (1980s): Difficulties in establishing licensing basis
- 10 CFR Part 53 (2nd draft released in 2024.10) → 2027
- Licensing Modernization Project (NEI 18-04) was endorsed by NRC in RG 1.233 for the use under Part 50 and 52
- RIPB Emergency Planning (NEI 24-05) under NRC review

■ Part 50:

Vendor	Plant Design	Pre-Application	Construction Permit Submittal	Construction Permit Approval	Operating License Submittal	Operating License Approval
GE	BWRX-300 300MWe	✓	Target - June 2025			
Holtec	SMR-300 300MWe	✓				

■ Part 52:

Vendor	Plant Design	Pre-Application	Standard Design Submittal	Standard Design Approval	Combined Operating License Submittal	Combined Operating License Approval
NuScale	US600 50MWe/600MWe total	✓	Jan. 2017	Sept. 2020		
NuScale	US460 77MWe/462MWe total	✓	Jan. 2023 Rev 1 Sept. 2023	Target - July 2025		

■ Part 50: (not comprehensive)

Vendor	Plant Design	Pre-Application	Construction Permit Submittal	Construction Permit Approval	Operating License Submittal	Operating License Approval
Kairos ¹	Hermes 1 TRISO MSR 35MWt (non-power)	✓	Oct. 2021	Dec. 2023		
Kairos ¹	Hermes 2 TRISO MSR 10MWe/20MWe total	✓	July 2023	Nov. 2024		
TerraPower	Natrium SFR Up to 500MWe	✓	March 2024	Target - 2026	Utilizing LMP Approach	
X-Energy	XE-100 HTGR 80MWe/320MWe total	✓	March 2025			

KNS annual conference May 2025 (Dave Grabaskas)

New Risk Measure (EPRI)



- **Measure which corresponds to the consequence-oriented regulation**

- **EPRI suggested “Offsite Dose Emergency Action Frequency (ODEAF)”**
 - Sum of the frequencies of accident sequences that exceed a specific dose at the boundary for a specific time
 - For example, 50mSv at 4 days from the start of event, considering IAEA GSR Part 7 (50mSv for evacuation)
 - If we stick at EPA rule, it is 10mSv (=1rem) at 4 days after the event.
 - Occupational workers’ dose: 5 rem/yr (US) or 2 rem/yr (Korea).

Presidential Executive Orders



- **Ordering Reform of the Nuclear Regulatory Commission**
 - 400GW nuclear by 2050. Dispatchable power over intermittent resources
 - Reform within 18 months - Focusing on new reactor licensing, Reducing ACRS, 18-month licensing, no LNT assumption
 - Special path for DOE & DOD approved reactors and high-volume licensing
 - Limit NRC's improvement request during construction
 - Focusing on realistic and reliable risk factors and extending license renewal
- **Reforming Nuclear Reactor Testing at the DOE**
 - Increased role of DOE for new reactor development
- **Deploying Advanced Nuclear Reactor Technologies for National Security**
 - DOD nuclear powered electricity by Sept 2028
 - DOE infrastructure for AI data centers as defense facilities
 - Promoting US nuclear exports
- **Reinvigorating the Nuclear Industrial Base**
 - Domestic fuel supply and cycle (even with Plutonium for military purpose)
 - Loan for 5 GW of power uprates to existing reactors and 10 new large reactors are under construction by 2030

- **LWR SMR**
 - NuScale
 - BWRX-300 (GE Hitachi): Canada & US
 - ACP100: Linglong-1, China. Final stage before operation
 - i-SMR
- **GenIV Rx**
 - SFR: TerraPower, OKLO, ARC
 - TRISO: X-energy, KAIROS
 - MSR: Thorium-powered MSR in Gobi desert. Seaborg → Saltfoss
- **Fuel Supply**
 - HALEU Availability Program by DOE
 - Centrus, Urenco USA, Orano by centrifuge + General Matter + Global Laser Enrichment
 - TerraPower with ASP Isotopes (South Africa)
- **Integration with Renewables & Grid Services**
 - Hybrid energy systems: Nuclear + solar/wind + storage
 - Flexible load following

New Construction Project Progress



- **NuScale**
 - NRC approval for 77MWe reactors
 - Romania project (US EXIM bank approval for detailed design)
- **BWRX-300 (GE Hitachi)**
 - Ontario Power Generation (OPG), Tennessee Valley Authority (TVA)
 - < 50% of building volume (concrete) per MW
 - Cooling by natural circulation with Isolation condensers
- **Holtec: Palisades project (NPP restart + new 2xSMR-300)**
- **Terra Power: NRC approved Non-nuclear portion construction**
- **X-Energy: Dow Texas project - NRC CP submission**
- **KAIROS: Hermes 1&2 test facilities**
- **US Navy and Dominion collaborates for SMR project (Navy use)**
- **Oklo: plans to submit microreactor OL for military use**

- 2016년 5월에 전력회사인 Tennessee Valley Authority (TVA)는 예전의 Clinch River Breeder Reactor Project부지에 대해서 Early site permit (ESP) 신청서를 제출
 - 경수형SMR을 가상으로 상정하여 2기 혹은 그 이상(800MWe까지)을 건설하는 것을 가정
 - NEI 10-1에 정의된 surrogate plant로서 다음의 4개 플랜트를 상정
 - BWX Technologies, Inc. (BWXT) mPower™ (Generation mPower LLC design)
 - NuScale (NuScale Power, LLC, design)
 - SMR-160 (Holtec SMR, LLC, design)
 - Westinghouse SMR (Westinghouse Electric Company, LLC, design)
- 선원항 계산
 - 원전 설계업체로부터 source term 자료를 수집
 - 96시간 최대 방출량 계산. 25%의 마진을 더함
 - MELCOR Accident Consequence계산 수행



Data Center with Nuclear



- **S&P conference (March 2025): Nuclear x3 by 2050**

- **Google**
 - KAIROS Power (500MW)
 - Site-first approach: Adv Rx 3x600MWe with Element1 (Turn-key)

- **Meta**
 - 1.1 GWe from Constellation for 20 yrs

- **Microsoft**
 - TMI-1 from Constellation
 - TerraPower by Bill Gates

- **Amazon:**
 - PPA with Talen Energy (Pennsylvania)
 - SMR with Dominion (Virginia)
 - SMR with Northwest (Washington)
 - X-Energy

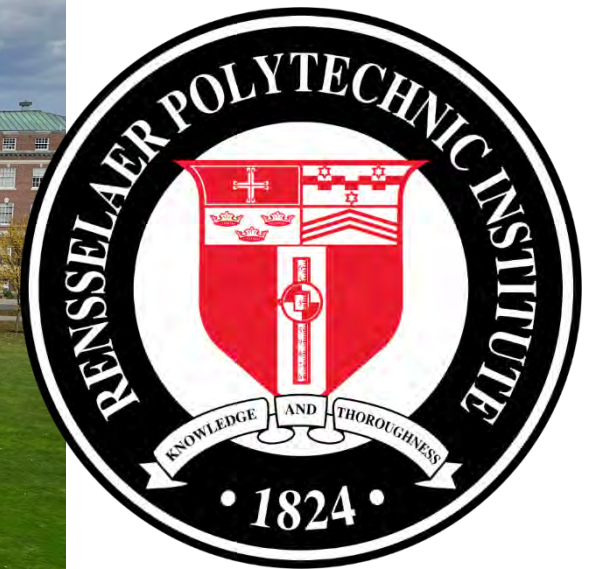
- **OpenAI**
 - OKLO by Sam Altman

New Eco System



- **Open space for vendors**
- **Financing gets easier**
- **Federal and State government support**

Thank you



9. 결 언

2024년 4월에 구성된 SMR PSA 특위에서는 2회의 회의를 통해 국내 SMR PSA 연구 현황들을 공유하고 현안들을 논의하였으며 국내 산학연 관계자들과 이를 공유하기 위해 2025년 SMR PSA 워크샵을 개최하였다.

SMR PSA는 단순히 기존 PSA를 소형로 설계에 맞추어 재적용하는 수준을 넘어, 새로운 원자로 개념에 맞는 리스크 평가 패러다임을 요구한다. 설계의 단순화와 모듈화, 수동안전계통의 광범위한 적용, 비상대응 범위의 재정의, 다중모듈 운전으로 인한 상호의존성 등은 기존 대형 원전 PSA와는 구별되는 새로운 분석 관점과 방법론을 필요로 한다. 이러한 기술적 도전 과제를 해결하기 위해서는 연구기관, 사업자, 규제기관, 학계 간의 긴밀한 협력과 지속적인 정보 공유가 필수적이다.

이번에 발간되는 SMR PSA 특위 보고서는 위 워크샵 발표자료들을 모아 정리한 것으로, 국내외 연구 동향을 파악할 수 있도록 구성하였다. 본 자료집은 각 기관이 수행 중인 SMR PSA 연구의 방향성과 현황을 공유함으로써, 향후 국내 SMR PSA 기술의 발전과 협력 연구를 촉진하는 기초 자료로 활용될 것으로 기대된다.

안 내 문

1. 이 보고서는 원자력리스크연구회에서의 논의 결과를 바탕으로 작성되었습니다.
2. 이 보고서에 포함된 내용은 연구 목적을 위한 참고 자료이며, 이 보고서에서 표현된 견해는 연구회 또는 연구자 소속기관의 공식 입장이 아닌 개별 연구자의 분석과 해석에 따른 것입니다.
3. 이 보고서의 일부 또는 전체를 인용하거나 배포할 경우, 출처를 명확히 밝혀야 합니다.