

# 혁신형 SMR 운전 및 안전계통 성능검증 실험 연구 현황 및 계획

2022. 5. 18.

강경호

지능형원자력안전연구소/혁신계통안전연구부



한국원자력연구원  
Korea Atomic Energy Research Institute

# 목차



## 01 들어가는 말

---

## 02 혁신형 SMR의 안전계통

---

## 03 실험 연구 현황 및 계획

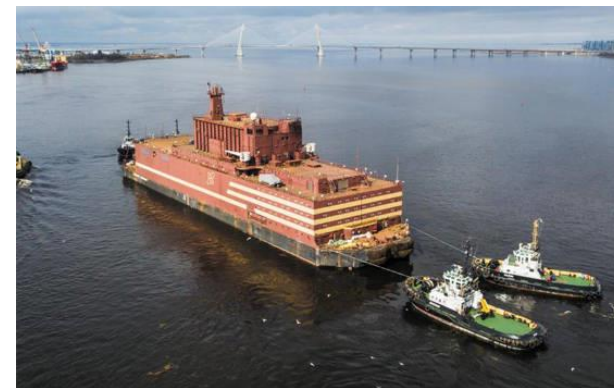
---

## 04 맺음말

---

## ❖ 소형모듈원자로(SMR) 개발 현황

- 2020년 현재 미국, 러시아, 중국 등을 중심으로 70여 종의 SMR 개발 중
  - 2030년을 전후로 본격적으로 상용화가 시작될 전망
  - 2050 탄소중립을 위한 글로벌 에너지믹스의 급격한 변화 전망
    - SMR은 탄력적 출력 제어가 용이하여 재생에너지의 간헐성에 완벽한 대응 가능



SMR를 탑재한 세계 최초 부유식 원전(러시아)

## ❖ 혁신형 소형모듈원자로(i-SMR) 기술 개발사업

- 다부처 협력사업: 과기정통부-산업부 공동 기획
- 연구 기간: '23년 ~ '28년
- 연구 목표
  - i-SMR 표준설계인가 획득('28년)
  - i-SMR 해외수출 달성('30년 대)

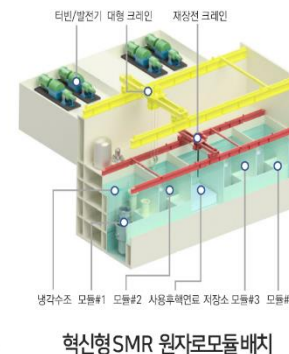
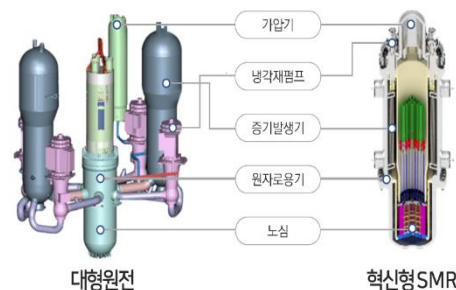
### SMR 특징

- 안전성**

소형원자로인 특성을 살려 원자로계를 단순하고 파동안전성이 뛰어난 원자로로 실험함으로써 대형원전 대비 안전성 크게 향상
- 투자 용이성**

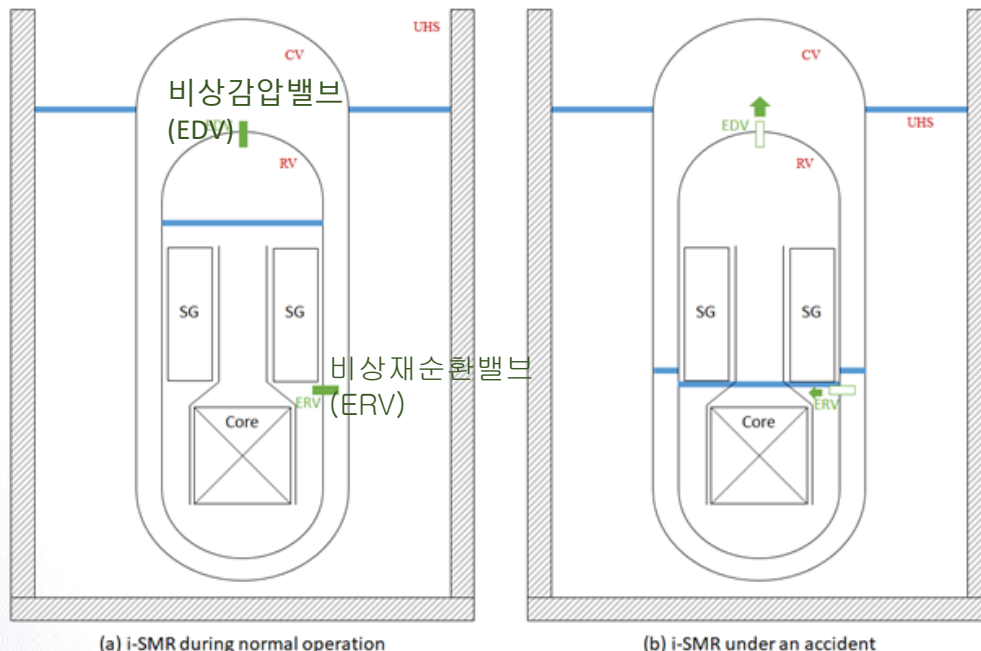
SMR은 규모가 작아서 발전단가는 상승하지만, 건설비용 절감 및 건설기간 단축으로 초기비용 크게 감소
- 유연성**

소규모 전력망을 위한 발전원으로 활용과 함께 발전원 외에 다양한 산업적 활용이 가능



## ❖ 혁신형 SMR 안전계통 개념(안)

CV: Containment Vessel  
EDV: Emergency Depressurization Valve  
ERV: Emergency Recirculation Valve  
RV: Reactor Vessel  
SG: Steam Generator  
UHS: Ultimate Heat Sink



(a) i-SMR during normal operation

정상운전

(b) i-SMR under an accident

사고시

혁신형 SMR에 적용될 ECCS 개념도

### ❖ 안전계통 작동 방식

- EDV와 ERV 전면 개방 : 원자로냉각재 방출
- UHS에 잠긴 CV의 내부 벽면 증기 응축에 의해 잔열 제거
- CV 내부 공간 하단에 pool 형성
- CV pool 수위가 RCS 냉각수 수위보다 높아지면
- CV pool의 냉각수가 RV 내부로 재순환

### ❖ 피동보조급수계통(PAFS) : 별도 설치

### ❖ 피동안전주입계통 배제

## ❖ 혁신형 SMR 운전 및 안전계통 성능 검증 실험 연구 개요

대분야	중분야	세부기술	비고
혁신기술	열수력 검증	원자로냉각재계통 시험검증(종합효과실험)	실험
	열수력 검증	원자로냉각재계통 시험검증(개별효과실험*)	
	열수력통합해석기술	다물리통합 혁신형 SMR 3차원 노심검증 및 안전/성능 해석 플랫폼 개발	해석

개별효과실험-1: 혁신형 SMR 고압 원통형 격납용기(CNV)의 응축 열전달 성능 및 CNV와 RCS 간의 자연순환 성능 검증

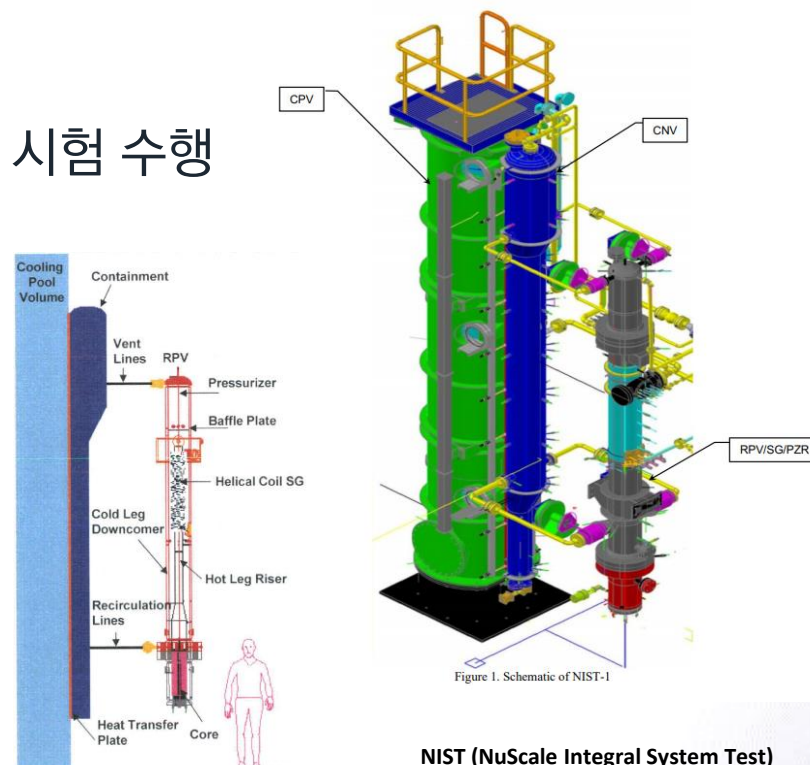
개별효과실험-2: 혁신형 SMR 노심유동분포 특성 검증

## ❖ 연구 목표

- 혁신형 SMR 개발에 필요한 열수력 종합효과시험 체계 확립 및 안전성 검증
  - 종합효과 시험장치의 기본 설계, 장치 구축 및 시운전을 통한 시험 요건의 구현성 확인
  - 혁신형 SMR의 핵심 사고 모의 시험 수행을 통한 운전 및 안전계통 성능 검증

## ❖ 연구 내용

- 열수력 종합효과시험장치의 설계, 구축 및 시험 수행
  - 종합효과시험장치의 척도해석 및 기본설계
  - 종합효과시험장치의 상세설계 및 장치 구축
  - 열수력 종합효과시험 수행 및 데이터 생산

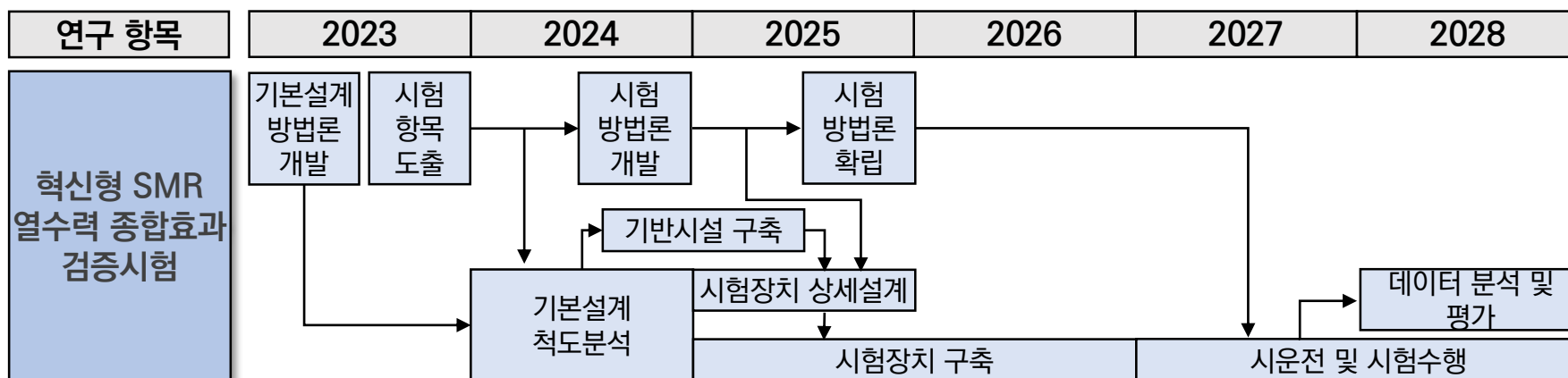


NIST -1  
Bob Houser, NuScale Overview of  
Meeting Topics, *NuScale power*, July 22,  
2014

NIST (NuScale Integral System Test)  
Terry J. Morton, Primary System Test Facility  
Review, *Idaho National Laboratory*, August,  
2019

## ❖ 추진 전략 및 방법

성능지표(단위)	세계최고수준 (보유국가/기관명)	국내 現수준	달성목표
열수력 종합효과 시험장치의 설계, 구축 및 시험 수행	한국/KAERI	최고	100%



## ❖ 기대 성과 및 활용 방안

- 세계 최고 수준 혁신형 SMR의 운전 및 안전계통 성능 검증을 위한 열수력 종합효과시험장치의 설계/구축/시험 관련 기술 개발
- 혁신형 SMR의 인허가 관련 성능 및 안전성 확인
- 인허가 관련 열수력 종합효과시험을 통한 혁신형 SMR의 수출 기술경쟁력 확보



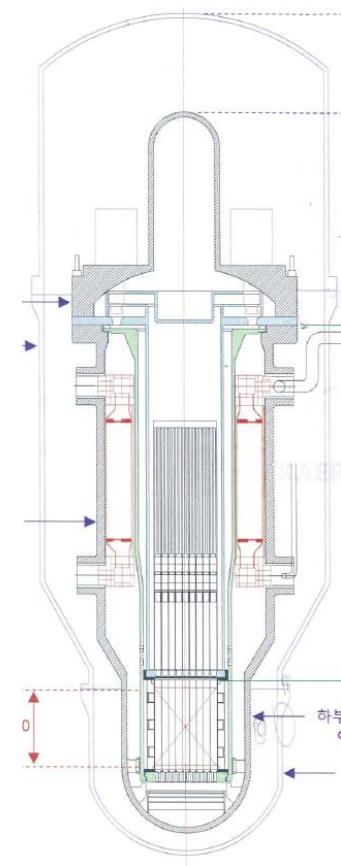
## ❖ 혁신형 SMR 열수력 종합효과 시험장치 개념

### ■ 열수력 주요 인자

- 참조원전의 운전 조건 보존: 압력 / 온도 / 시간
- 참조원전의 운전 조건에 척도비 적용 변수: 열출력 / 유량

### ■ 척도법

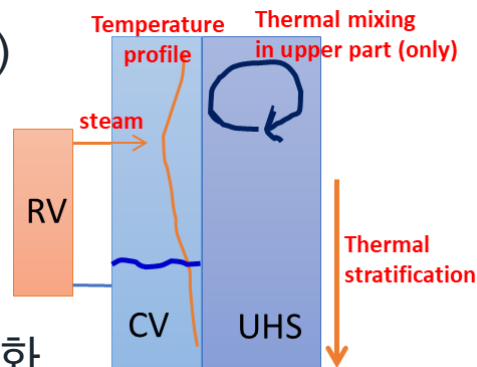
- 부피 척도비 적용: 높이 보존 / 직경(단면적) 축소
- 시험 가능 열출력: 1.5 ~ 2.0 MW(th)
- 설계 기준 540 MW: 실험 가능 1.5 MW = 360 : 1
- 20% 정상상태 가정 시, 직경(부피)기준 : 1/8 (1/64) ~ 1/9 (1/81)  
(SG 설계에 따라 변경 가능성 큼)



## ❖ 혁신형 SMR 열수력 종합효과시험 주요 열수력 현상

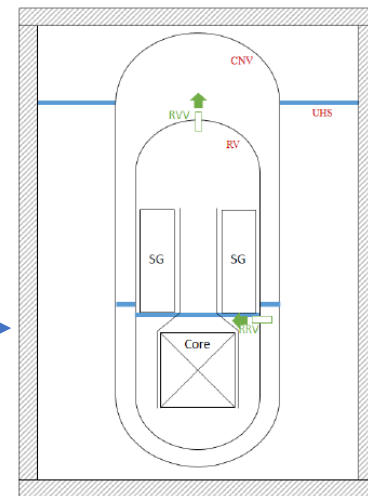
### ■ 거시적 열수력 현상 보존

- 원자로냉각재계통과 2차계통 사이의 열평형: 압력/온도 보존
  - 원자로냉각재계통: 가압기(운전압력)/노심출력(열원)/원자로냉각재펌프(유량)/증기발생기성능(열전달률)
  - 이차계통: 급수펌프(유량)/열제거량/급수온도/증기압력
- 원자로냉각재계통 내 자연순환
- RV-CNV-UHS 벽면 열전달 (응축/비등)



### ■ 국부적 열수력 현상

- RV-CNV 하부 열전달 특성
- CNV 응축열전달 위치에 따른 UHS 성층화
- CNV 응축수 RV 주입 시 강수부 비등에 의한 주입 방해 효과의 과대평가 가능성
- 정상상태 운전 시 RV-CNV-UHS에 의한 열전달 효과 (CNV-UHS 온도 상승)



(b) 사고 시

## ❖ 시험 계획 및 전략 분석 (NuScale FSAR)

	Category	Scenario
1	Increase in heat removal by the secondary system	1-1) Decrease in feedwater temperature 1-2) Increase in feedwater flow 1-3) Increase in steam flow 1-4) Inadvertent opening of steam generator relief of safety valve 1-5) Steam piping failures inside and outside of containment 1-6) Loss of containment vacuum/containment flooding
2	Decrease in heat removal by the secondary system	2-1) Loss of external load 2-2) Turbine trip 2-3) Loss of condenser vacuum 2-4) Closure of main steam isolation valve 2-5) Steam pressure regulator failure (closed) 2-6) Loss of non-emergency AC to the station auxiliaries 2-7) Loss of normal feedwater flow 2-8) Feedwater system pipe breaks inside and outside containment 2-9) Inadvertent operation of the decay heat removal system
3	Decrease in reactor coolant system (RCS) flow rate	-NuScale doesn't have RCP.
4	Decrease in reactor coolant system (RCS) flow rate	4-1) Uncontrolled control rod assembly withdrawal from a subcritical or low power or start up 4-2) Uncontrolled control rod assembly withdrawal at power 4-3) Control rod misoperation (system malfunction or operator error) 4-4) Startup of an inactive loop or recirculation loop at an incorrect temperature 4-5) Flow controller malfunction causing an increase in core flow rate (boiling water reactor) 4-6) Inadvertent decrease in boron concentration in reactor coolant system 4-7) Inadvertent loading and operation of a fuel assembly in an improper position 4-8) Spectrum of rod ejection accidents
5	Increase in reactor coolant inventory	5-1) Chemical and volume control system malfunction
6	Decrease in reactor coolant inventory	6-1) Inadvertent opening of reactor safety valve 6-2) Failure of small lines carrying primary coolant outside containment 6-3) Steam generator tube failure 6-4) Main steam line failure outside containment (BWR only) 6-5) LOCAs resulting from a spectrum of postulated piping breaks within the reactor coolant pressure boundary 6-6) Inadvertent operation of emergency core cooling system

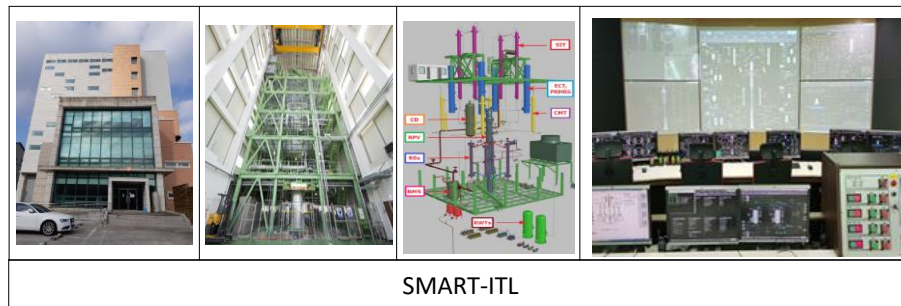
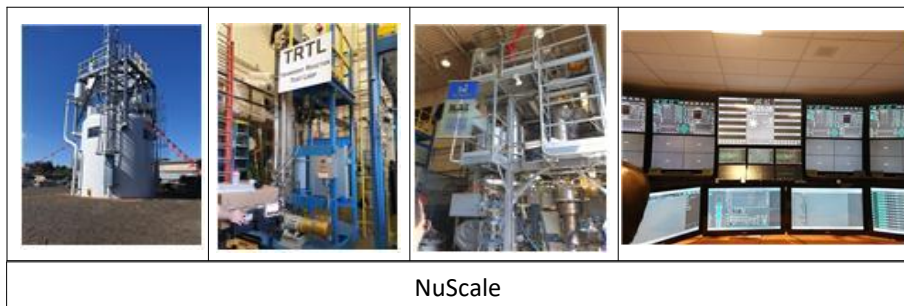
# 03 종합효과시험 (6)

## ❖ 혁신형 SMR에 적용 가능한 설계기준사고 (예비안전해석)

구분	초기사건 범주	초기사건명
1	2차계통에 의한 열제거 증가	급수온도 감소
		급수유량 증가
		주증기유량 증가
		터빈우회밸브의 부주의한 개방
		격납용기 내외부의 증기계통 배관 파단
		피동잔열제거계통의 부적절한 작동
		피동잔열제거계통 안전방출밸브의 부주의한 개방
		격납용기 침수
2	2차계통에 의한 열제거 감소	소외부하 상실
		터빈 정지
		복수기진공 상실
		주증기격리밸브 닫힘
		발전소 보조계통용 비1E급 교류전원 상실
		정상급수유량 상실
		격납용기 내외부의 급수계통 배관 파단
3	원자로냉각재 유량 감소	원자로냉각재 유량완전상실
		원자로냉각재펌프 회전자 고착
		원자로냉각재펌프축 파손
4	반응도 및 출력분포 이상	미임계 또는 저출력 기동 상태에서 제어되지 않은 제어봉집합체 인출
		출력상태에서 제어되지 않은 제어봉집합체 인출
		단일 제어봉집합체 오작동
		비작동 원자로냉각재펌프의 기동
		부적절한 위치로의 부주의한 핵연료집합체 장전
5	원자로냉각재 재고량 증가	화학 및 체적제어계통의 오작동
6	원자로냉각재 재고량 감소	가압기안전밸브의 부주의한 개방
		격납용기 외부의 유출관 파단
		증기발생기 전열관파열사고
		냉각재상실사고
		피동비상노심냉각계통의 부주의한 작동
7	부계통 또는 기기로부터 방사능 방출	기체방사선편기물관리계통 누설 또는 파손사고
		액체방사선편기물관리계통 누설 또는 파손사고
		액체방사성물질 함유탱크 파손사고
		핵연료취급 사고
		사용후연료 수송용기 낙하 사고

## ❖ 일체형 소형원자로 종합열수력효과 시험

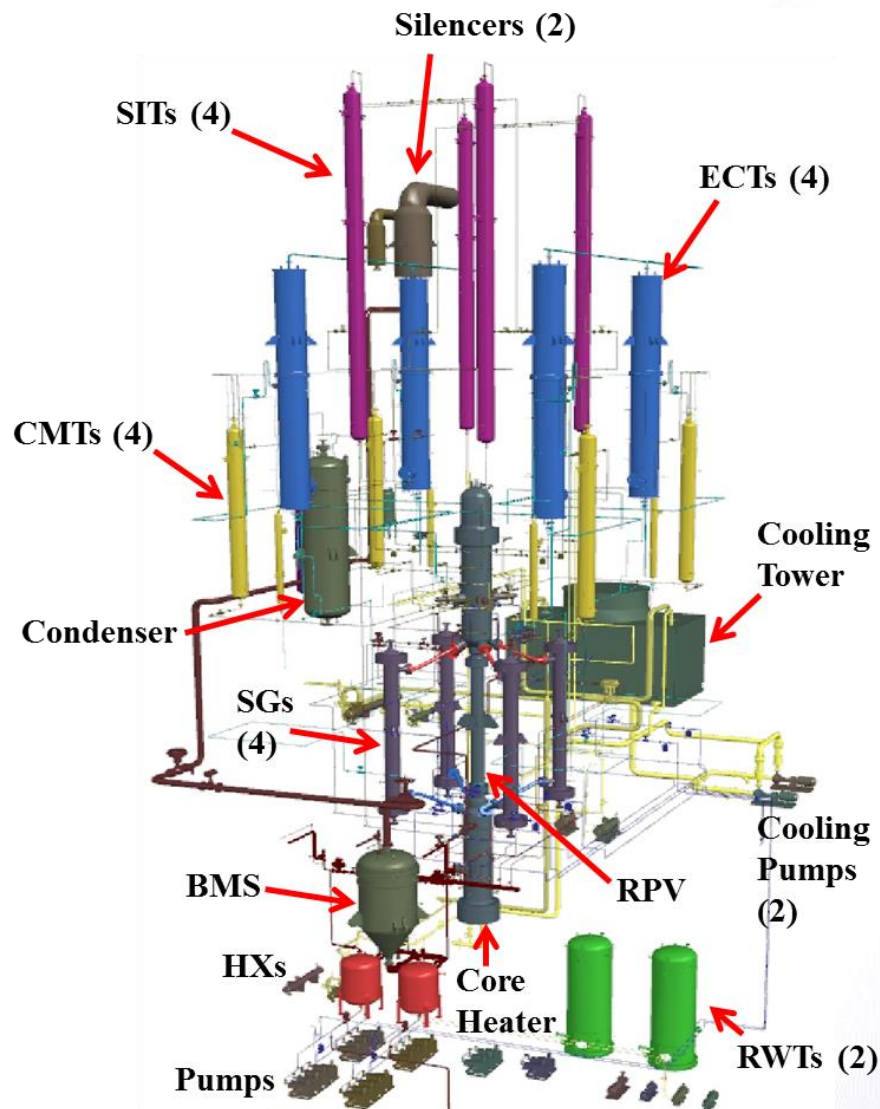
- NuScale Power의 모듈형 일체형 중소형 원자로
  - 원자로가 설치된 격납용기(Containment Vessel)를 대형 수조에 모듈형으로 배치하여 안전성과 경제성을 향상시킴.
  - 모듈형 일체형 원자로 개발을 위한 다수의 시험시설을 구축하여 운영함으로써 U.S. NRC의 DC 승인에 기여함.
  - 원자로냉각재계통 내부 자연순환 유량 확보를 위하여 펌프를 제거하는 등 자연순환을 활용한 냉각능력과 관련한 기술을 선점함.



- SMART 열수력 종합효과 시험장치(SMART-ITL)
  - 한국원자력연구원에서 개발한 일체형 원자로 SMART를 참조원전으로 하는 SMART-ITL을 구축하여 다수의 설계기준사고 및 인허가 관련 종합효과시험을 수행하였으며, 검증시험 결과는 SMART100 인허가 추진에 크게 기여함.

## ❖ SMART-ITL Design Figures

- 척도비: 1/49 (부피척도법, 높이 보존)
- 설계 압력 및 온도:
  - 170 bar, 350°C
- 최대 노심 히터 출력:
  - 2.0 MW (30% of scaled full power)
- 증기발생기: 원자로용기 외부에 장착
  - 계측기 설치와 유지보수가 용이함
- SG & PRHRS: 4 계열
- PSIS (CMT & SIT): 4 계열
- ADS: 2 계열
- 주요 부품들
  - 원자로냉각재계통 / 이차계통
  - 피동잔열제거계통(PRHRS), 안전주입계통(능동/피동), 피동격납건물냉각계통(PCCS)
  - 파단계통, 파단측정계통, 파단수조
  - 보조계통
- 계측기: ~ 1,649





## ❖ SMART-SER Period (2013~15)

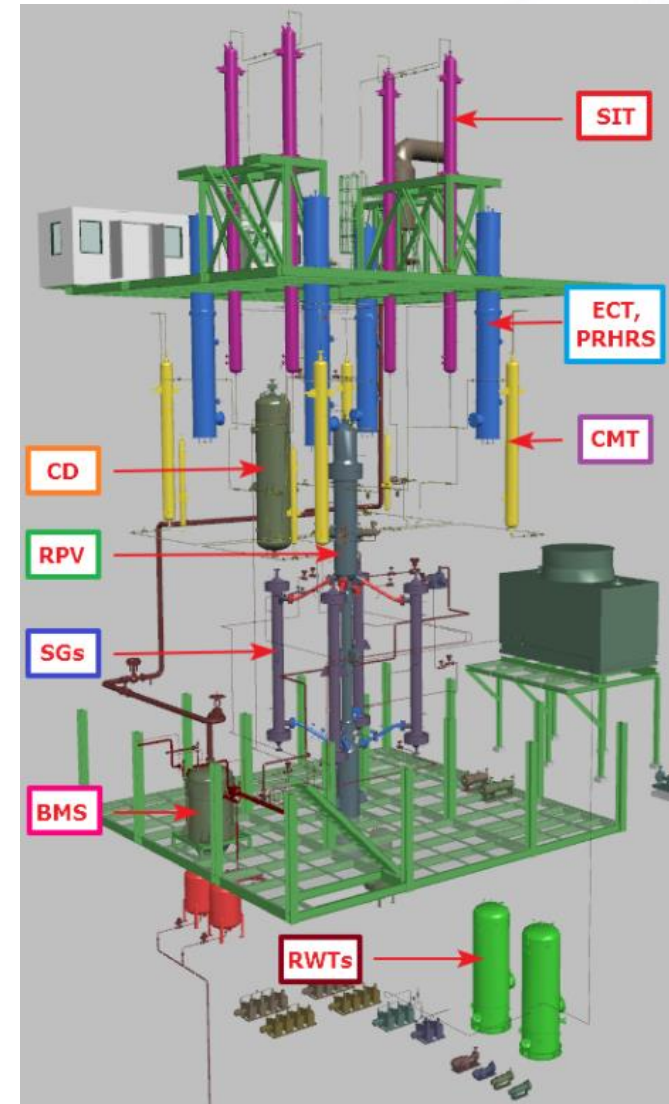
- 4 VISTA-ITL counterpart tests
  - SIS/SCS/PSV-line break SBLOCA test; A CLOF test
- A heat loss test and a RCS diff. press. Test
- 2 tests for SIS SBLOCA simulation using SIP
- 4 single-train PSS tests
- 5 two-train PSS tests

## ❖ SMART-PPE Project (2016~18)

- Total 22 Tests (with SMART-ITL)

## ❖ SMART-ITL Safety Related and Performance Tests

- Design Basis Accidents (DBA) with 4 trains of PSIS (~2017.8)
  - SBLOCA (SIS, PSV), CLOF, FLB, SGTR, RIA(CRAW), NC, TLOSHR
- Operation & maintenance tests (~2017.11)
  - Heat-up, Start-up, Cool-down
- System performance tests (~2018. 2)
  - PRHRS, PSIS
- Validation of design concepts (~2018. 8)
  - SGP, PCCS

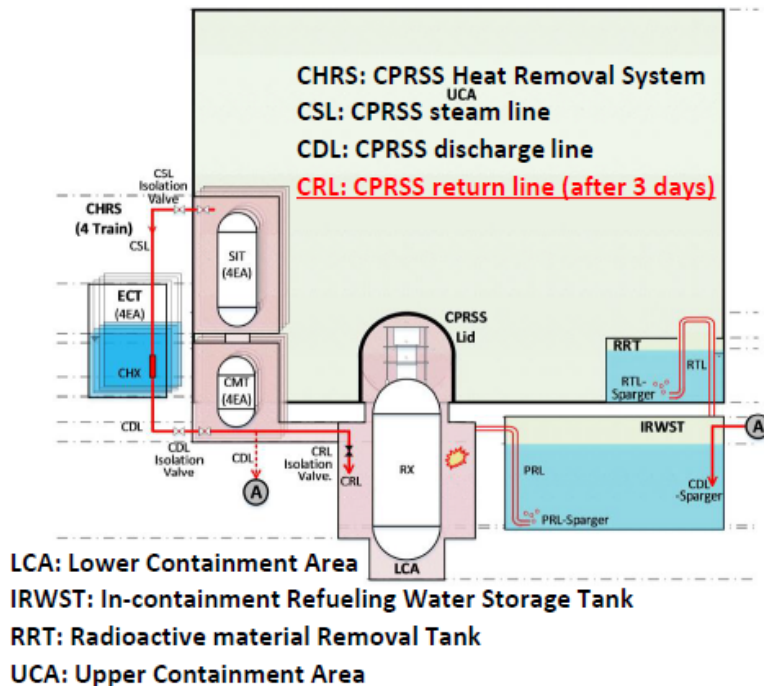


## ❖ SMART CPRSS 검증 시험

### ❖ SMART CPRSS, <sup>1)</sup>SISTA1 & <sup>2)</sup>SISTA2

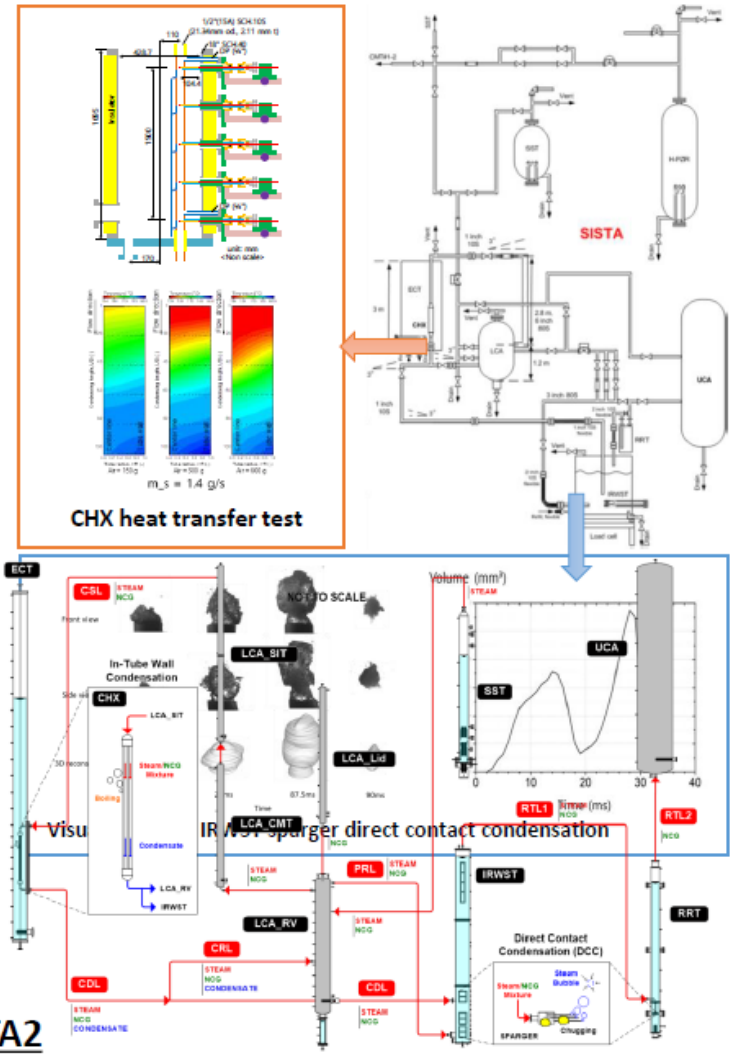
#### ◎ Validation of design concept for CPRSS

- Heat removal by <sup>3)</sup>CHX condensation
- Long term cooling in natural circulation



<sup>4)</sup>SET

<sup>5)</sup>IET

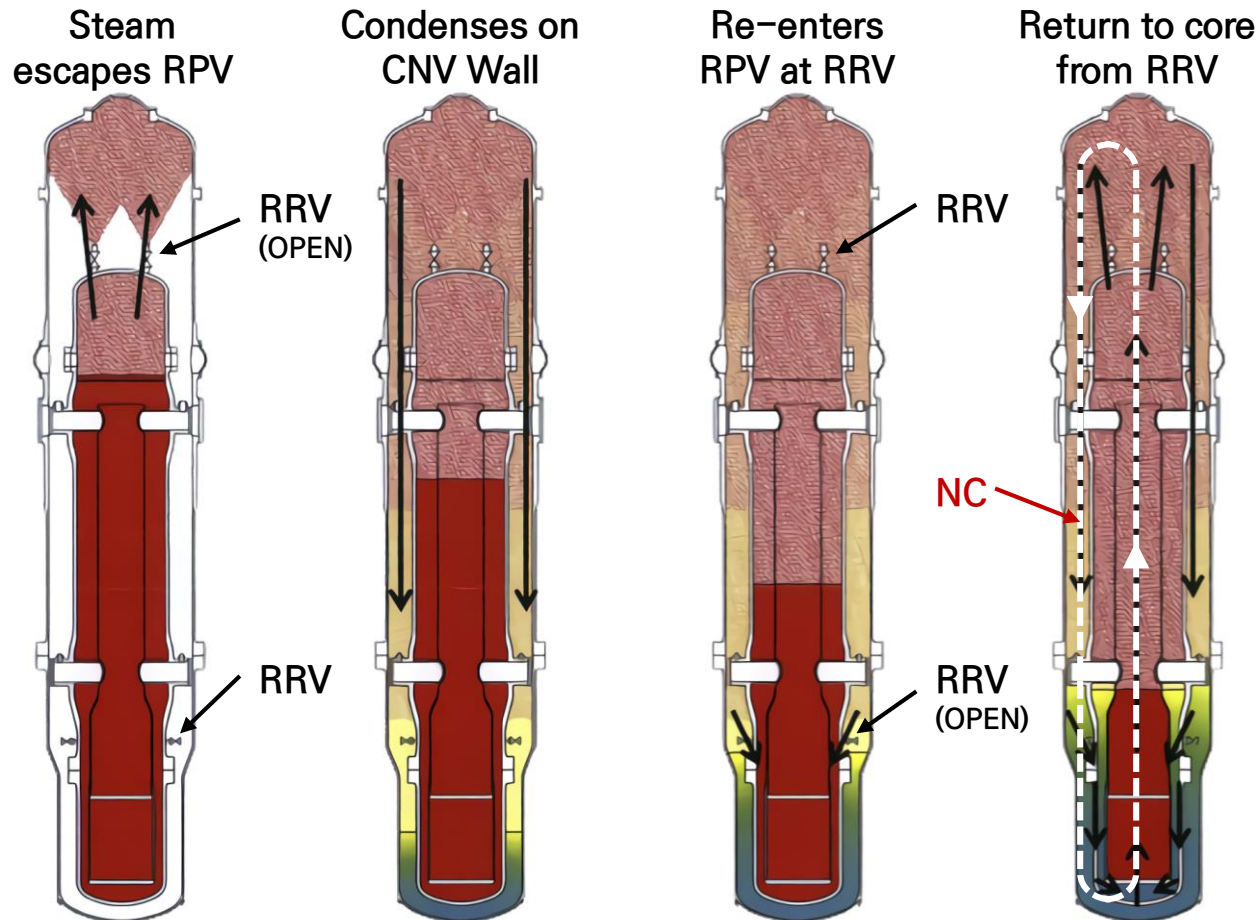


Schematic of SISTA2



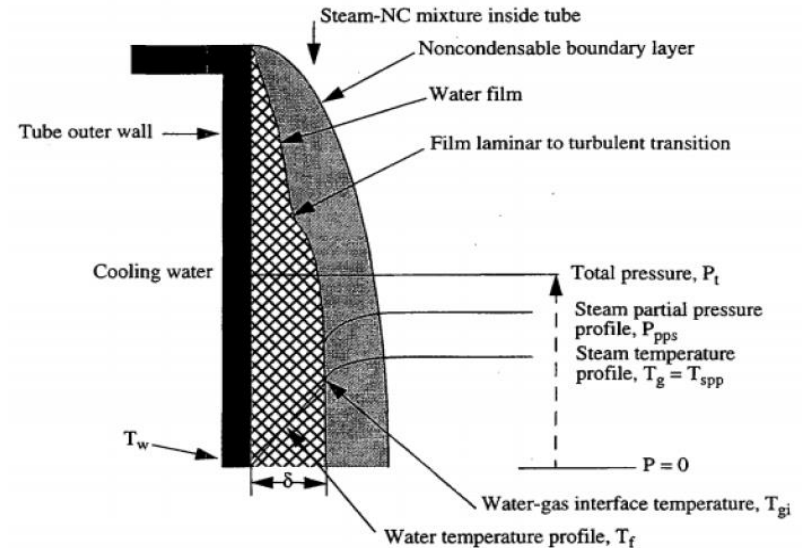
## ❖ 주요 열수력 현상 (1)

- ECCS Accident Operation (NuScale DSRS, 2013)



## ❖ 주요 열수력 현상 (2)

- 벽면 응축 열전달
  - Wall film condensation
  - Droplet condensation
  - Non-condensable gas effect
- 기존 실험조건
  - 벽면 길이:  $< 3 \text{ m}$
  - 증기 속도(유량):  $< 3.5 \text{ m/s}$  or  $< 17 \text{ g/s}$
  - 비응축성 가스 분율:  $0 \sim 100 \%$
  - 압력:  $< 0.5 \text{ MPa}$
- 사고 초기조건을 고려하여 고압( $\sim 8 \text{ MPa}$ ) 및 빠른 증기 유속조건에 대한 기존 벽면 응축 모델 검증·개선을 위한 실험 DB 필요



[Film condensation schematic, NUREG/IA-0491, 2019]

## ❖ 연구 목표

- 혁신형 SMR CNV 응축 열전달 성능 및 CNV-RPV 자연순환 성능 평가

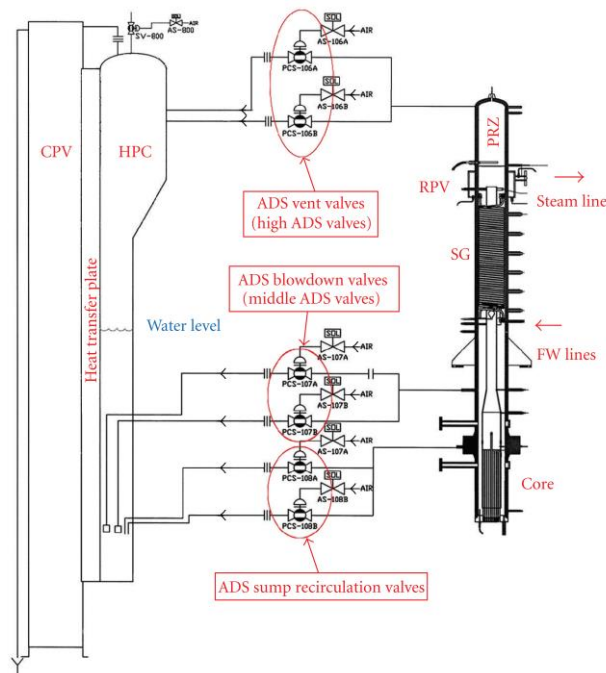
## ❖ 연구 내용

- CNV 응축 열전달 및 CNV-RPV 자연순환 성능 검증시험 장치 구축
  - 고압 원통형 CNV 응축 열전달 시험장치 설계를 위한 척도해석
  - CNV-RPV 자연순환 시험장치 설계를 위한 척도해석
  - 고압 원통형 CNV 및 CNV-RPV 시험장치 설계 및 구축
- CNV/CNV-RPV 성능검증시험 DB 구축
  - CNV 응축 열전달 성능검증 시험
  - CNV-RPV 자연순환 특성 평가 시험

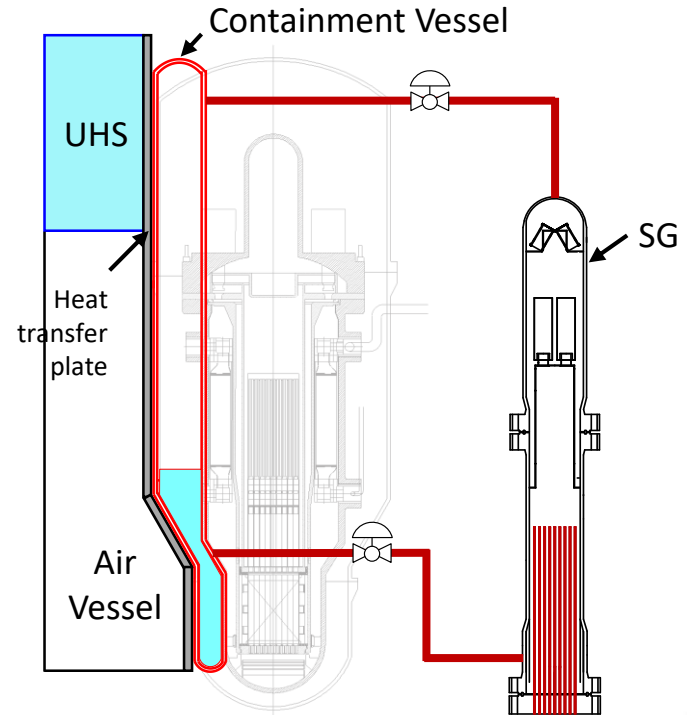
## ❖ CNV/CNV-RPV 성능검증 시험장치

### ■ 시험장치 개념안

- 부분 침수 응축면적 및 자연순환계통 특성 고려, 척도비: 1/2 ~ 1/3
- CNV-RPV 환형부 자연순환현상 보존
- 10 MW 증기발생기 활용



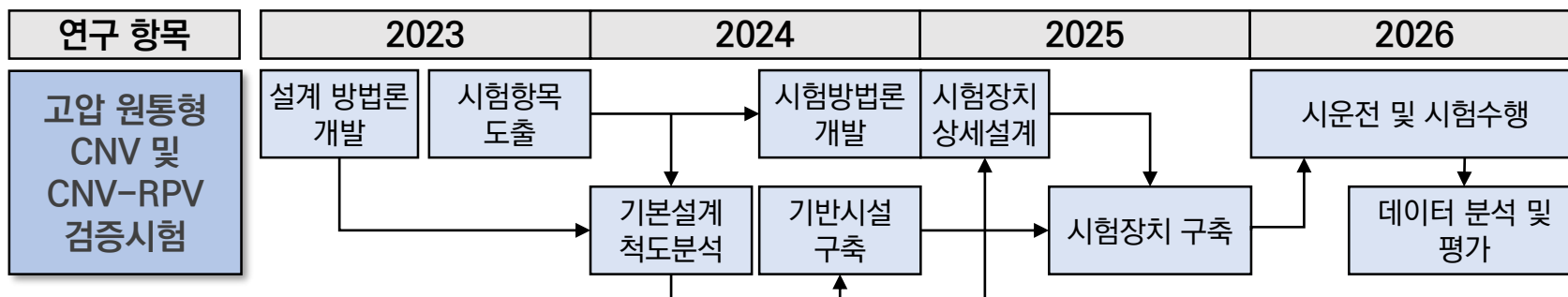
[OSU-MASLWR test facility, 2010]



[혁신형 SMR 개념안(TBD) 및  
CNV/CNV-RPV 시험장치 개념안(TBD), 2022]

## ❖ 추진 전략 및 방법

성능지표(단위)	세계최고수준 (보유국가/기관명)	국내 現수준	달성목표
고압 원통형 CNV 열수력 개별효과 검증시험장치 설계, 구축 및 시험 수행	미국/NuScale	80%	100%



## ❖ 기대 성과 및 활용 방안

- 혁신형 SMR CNV 응축 열전달 및 CNV-RPV 자연순환 특성 평가
  - LOCA 사고 시 CNV/CNV-RPV 피동안전계통의 냉각성능에 대한 실험적 검증을 통해 혁신형 SMR 표준설계인가 획득에 기여함.
  - CNV 응축 열전달 및 CNV-RPV 자연순환 특성 평가는 혁신형 SMR 안전해석코드의 검증 및 모델 개선을 위한 기술적 자료로 활용함.

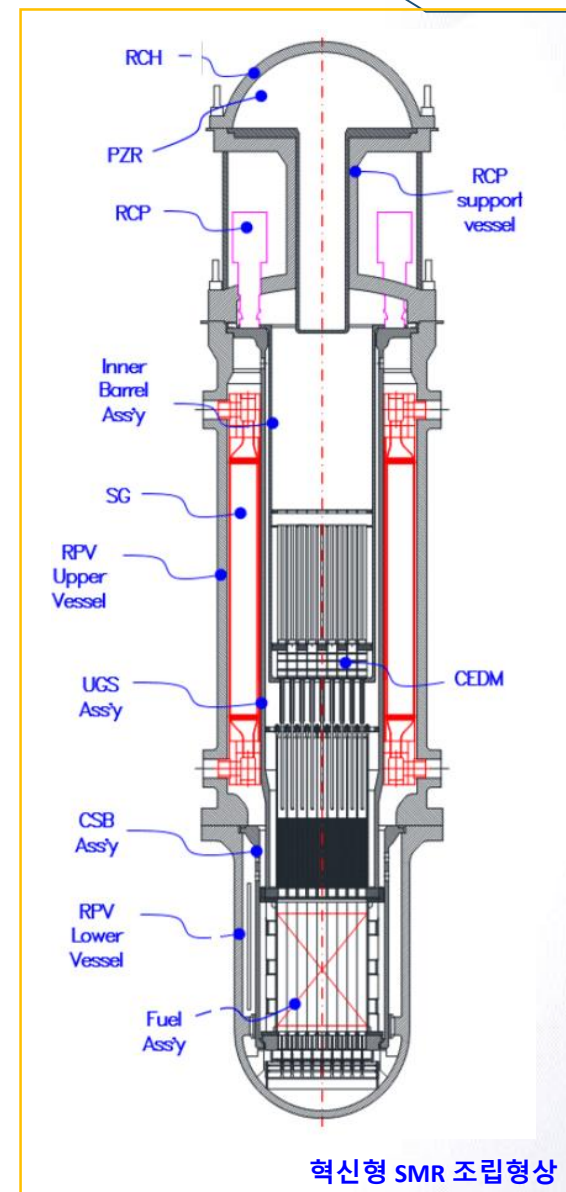
# 03 개별효과시험: 노심 유동분포 (1)

## ❖ 연구 목표

- 혁신형 SMR 노심유동분포 시험 DB 생산
  - 혁신형 SMR 원전 인허가 대비

## ❖ 연구 내용

- 유동분포 시험장치 설계 및 구축
  - 원형로의 유동을 보존할 수 있는 척도방법론 개발
  - 원형로의 내부 구조물 형상 보존 설계
  - 노심, SG 유량 정량화를 위한 모의기 설계 및 수數교정
- 고품질의 유동분포 시험 DB 생산
  - 노심입구유량/출구압력분포: 원자로 열적여유도 평가의 핵심 경계조건
  - 주 유로 압력강하: 안전해석 및 (펌프)유체 설계의 성능 검증을 위한 핵심 경계조건
  - 일체형 원자로 내부의 주요부 다차원 유동 정보 취득

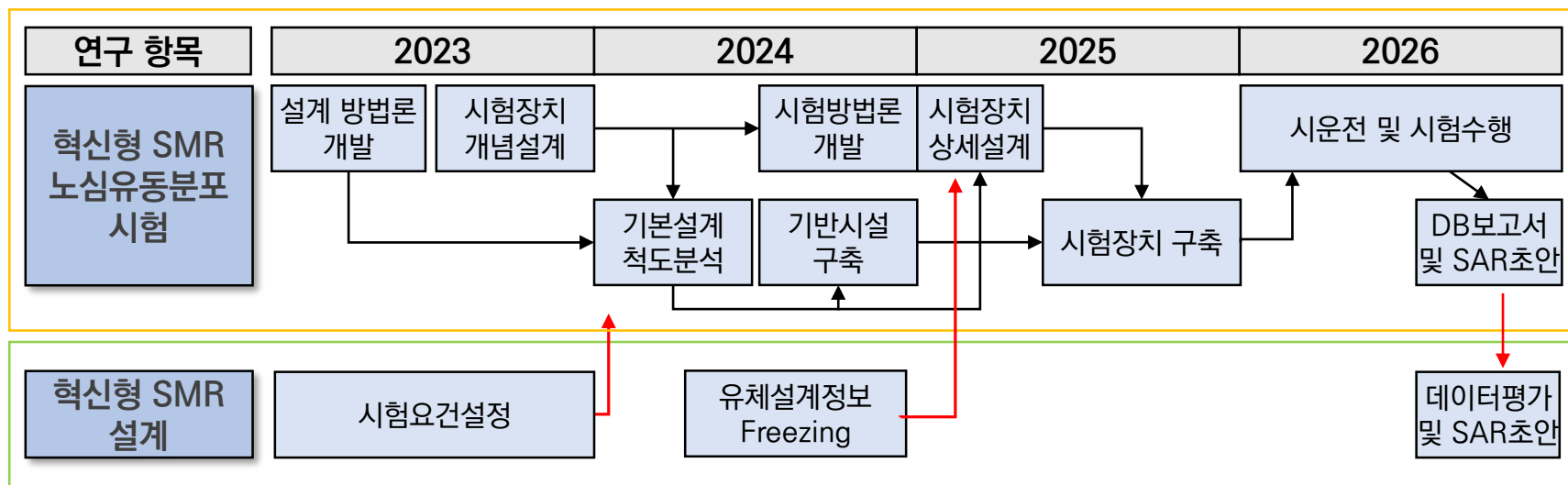


혁신형 SMR 조립형상

# 03 개별효과시험: 노심 유동분포 (2)

## ❖ 추진 전략 및 방법

- 설계 부서와 긴밀한 연계 협업을 통한 효율적인 실험 연구 수행
  - 최신설계반영, 최대의 설계 검증 자료 생산 노력



- 동일 형상의 원자로 모형 설계 및 구축
  - 1/1 Eu 수, 1/5 길이 스케일, 1/20 Re 수, 1/1 속도
  - 연료집합체 모의기: 유량 및 출구압력 계측
  - 증기발생기 모의기: 신개념 설계에 대응한 설계 개발 계획
  - 유동 훼손 없는 도압관 인출 설계 중요



# 03 개별효과시험: 노심 유동분포 (3)

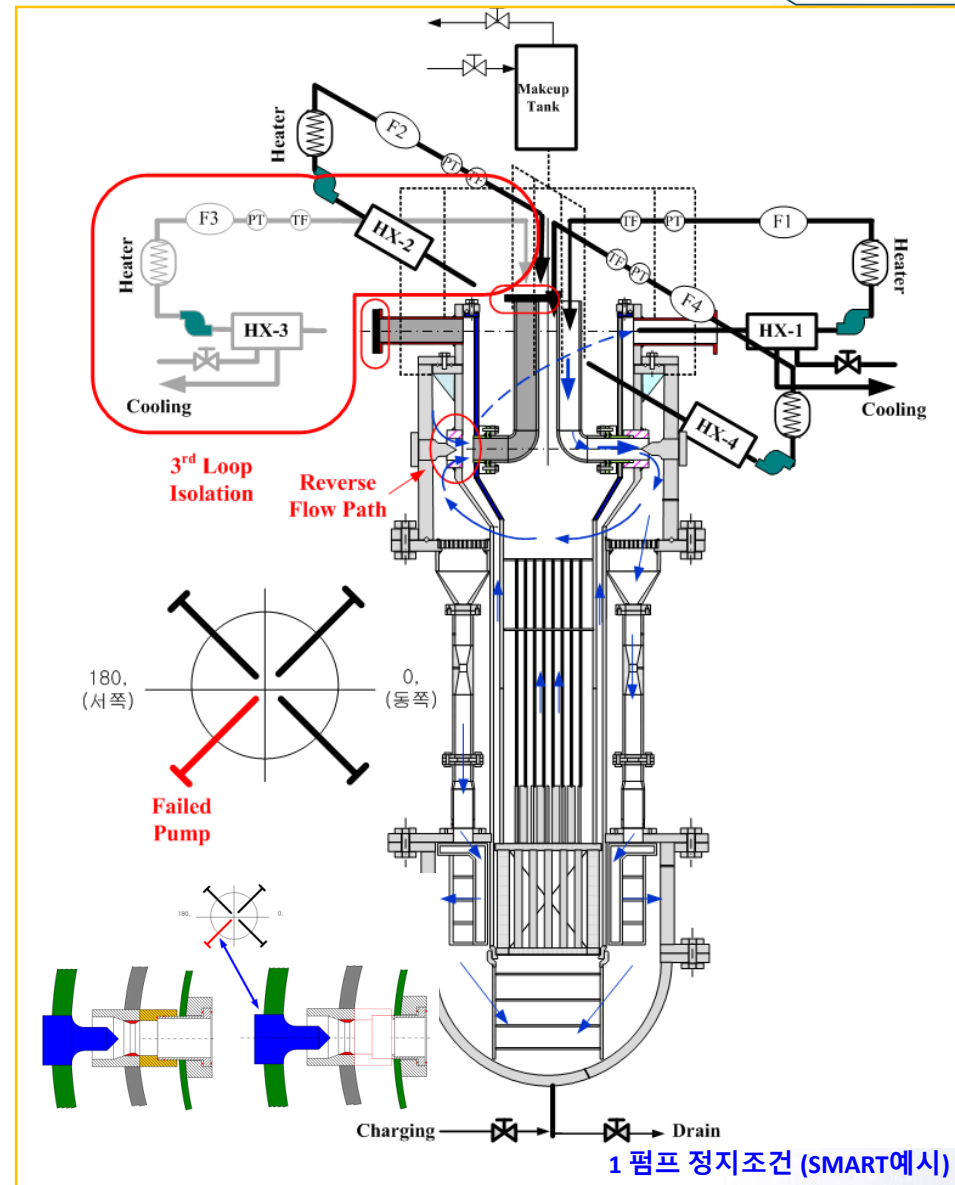
## ❖ 추진 전략 및 방법

### ■ 장치 척도 및 개념

- 원형로 유동특성 보존 전제 축소장치구현
- 원형로 다차원 거동 모의 설계

	척도비	모델 / I-SMR
길이, m	$l_R$	1/5
면적, m <sup>2</sup>	$l_R^2$	1/25
속도, m/s	$V_R$	1
유량, kg/s	$\rho_R V_R l_R^2$	1/17.9
밀도	$\rho_R$	1.4
점도	$\mu_R$	5.53
Re 수	$\frac{\rho_R V_R l_R}{\mu_R}$	1/19.8
유체압력, MPa		0.5
유체온도, °C		60

[척도해석]



1 펌프 정지조건 (SMART에서)

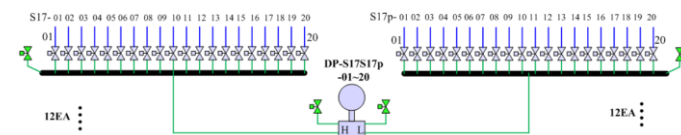
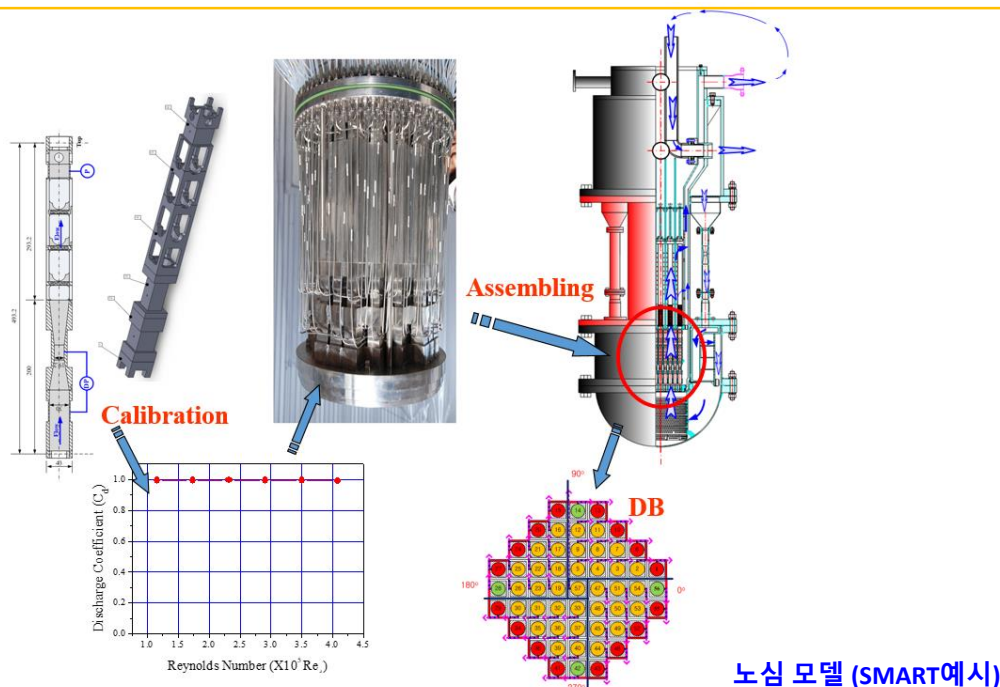
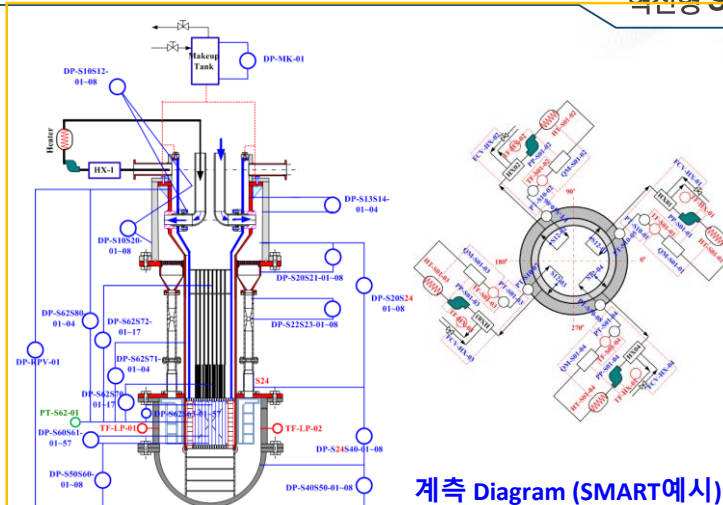


# 03 개별효과시험: 노심 유동분포 (4)

## ❖ 추진 전략 및 방법

### ■ 실험장치 계측/제어

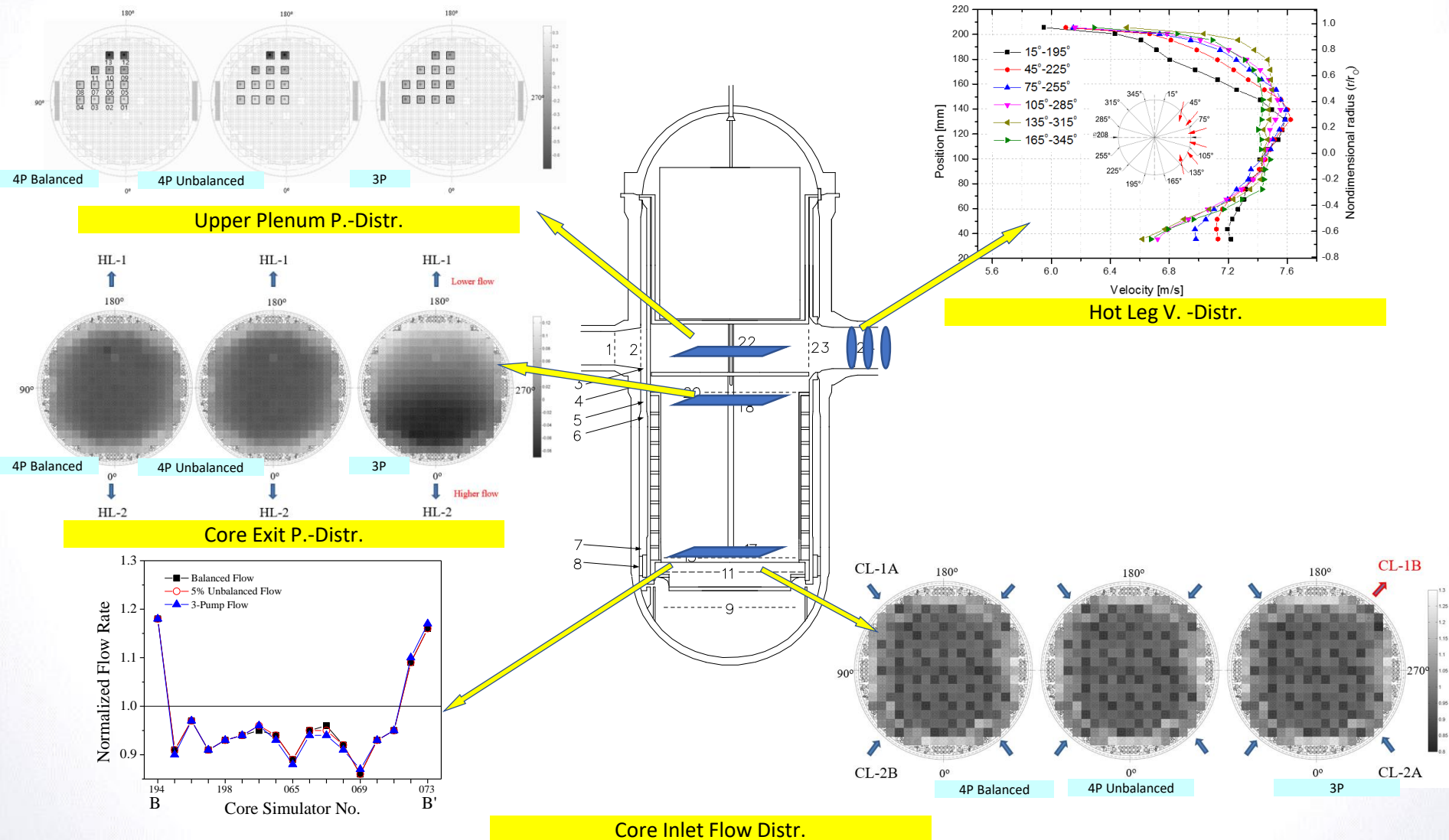
- 최고의 품질요건 (계측기 < 2%, 반복시험 < 2% 오차)
- 평형유량조건, 비평형유량 조건(1펌프 실패 가정)
- 일체형원자로 내부 다차원 유동정보의 최대한 취득
- 다수의 계측포인트를 묶어 순차적 계측시스템 개발
- 풍부한 기존 실험 수행 경험 활용



수백 개의 계측포인트를 Valve Network로 묶어 순차적 계측 (APR+예시)

# 03 개별효과시험: 노심 유동분포 (5)

## ❖ 선행기술경험 극대화 (APR+유동분포시험 예시)



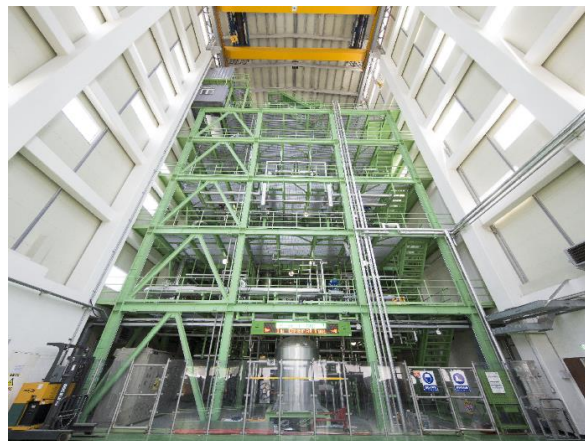
## ❖ 기대 성과 및 활용 방안

- 원자로 유동분포 실험 DB는 원형로 설계와 인허가에 직접 활용
  - SAR 4장 Appendix A에 실험DB 직접 수록
- 한국형 원전의 안전성 및 고유성 증진
  - 불확도가 낮은 노심유량/압력 DB → 원자로 열적 안전여유도 증가 (과거 APR+ 사례)
  - 원자로 유로 저항 실험 DB → 안전해석 / 펌프 설계의 중요 경계 지표로 활용
  - 다차원 유동 정보 → 원형로 설계 뿐만 아니라 다차원 설계코드 검증에 활용
- 세계 최고의 원자로 유동분포 정량화 경험 및 기술 축적
  - SMART 원자로 유동분포 (2010): SAR에 수록
  - APR+ 원자로 유동분포 (2011): SAR에 수록
  - PGSFR 노심 부수로 유동분포 (2014): 노심설계코드 검증에 반영
  - PGSFR 원자로 유동분포 (2016) : SDSAR 수록
  - ARA연구로 유동분포 (진행중)
  - APR1000 원자로 유동분포 (진행중)
  - 혁신형 SMR 유동분포 (진행예정, 본 발표내용)



## ❖ 혁신형 SMR의 운전 및 안전계통 성능 검증 시험 수행

- 혁신형 SMR의 표준설계인가 획득을 위한 핵심 시험 자료 생산
- 세계 최고 수준의 실험 인프라와 기술을 활용하여 고품질의 연구 결과 생산
- 산/학/연 연구 협력을 추진하여 연구의 효율성 극대화



더 나은 세상을 위한 원자력기술  
세계가 따라 배우는 원자력연구원



# 감사합니다



한국원자력연구원  
Korea Atomic Energy Research Institute