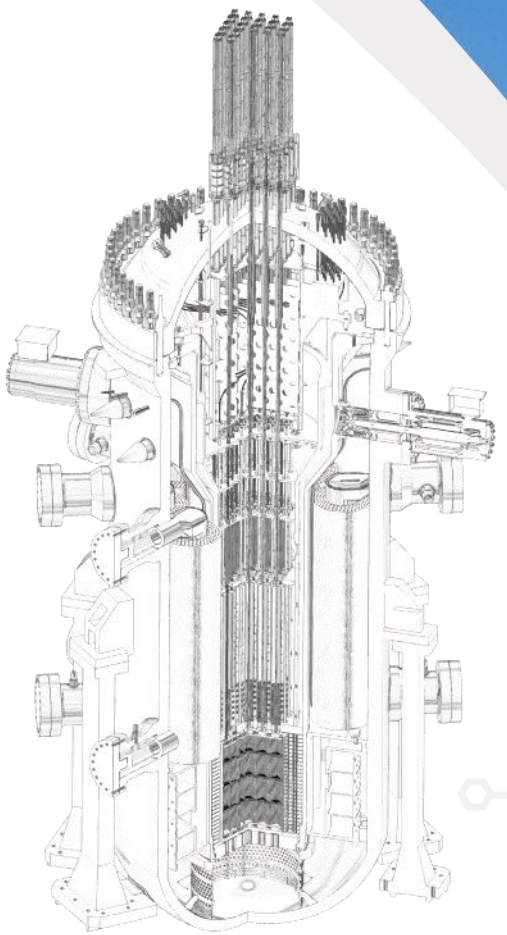
A nuclear research institute
reshaping the future
based on the **public's trust**

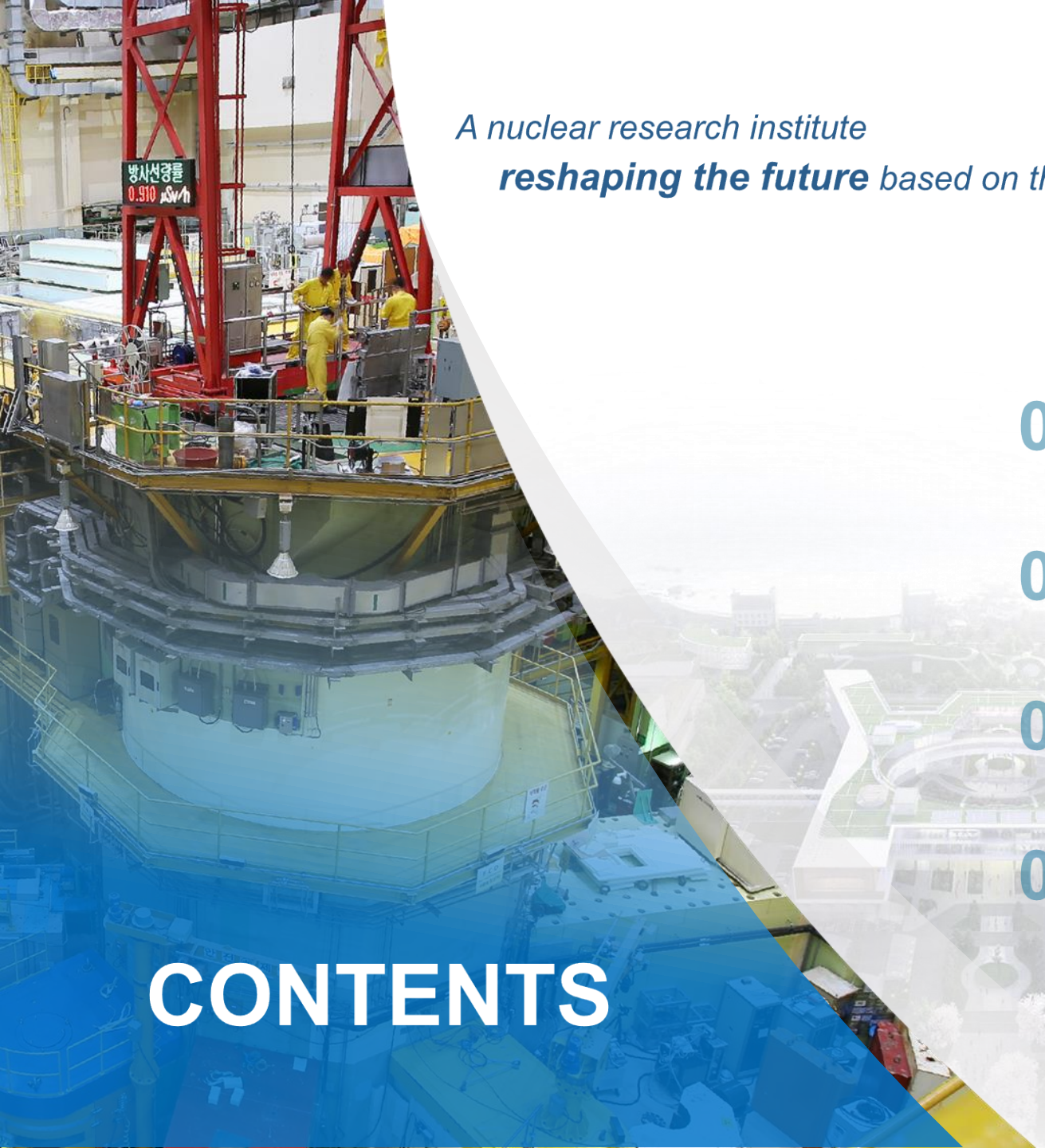
소듐냉각고속로 기술 검증 성과: STELLA 프로그램

ICC 제주, 2025년 5월 21일

한국원자력학회 특별 워크숍: 소듐냉각고속로 국내 개발 현황 및 향후 개발 방향

신용훈 (4세대원자로기술개발부)
yshin@kaeri.re.kr





A nuclear research institute
reshaping the future** based on the **public's trust

Korea Atomic Energy Research Institute

CONTENTS

01 STELLA 프로그램 개요

02 개별효과시험 (Separate effect tests; SETs)

03 종합효과시험 (Integral effect tests; IETs)

04 향후 연구개발 진행 방향 및 정리

소듐냉각고속로 기술 검증 성과: STELLA 프로그램

STELLA 프로그램 개요

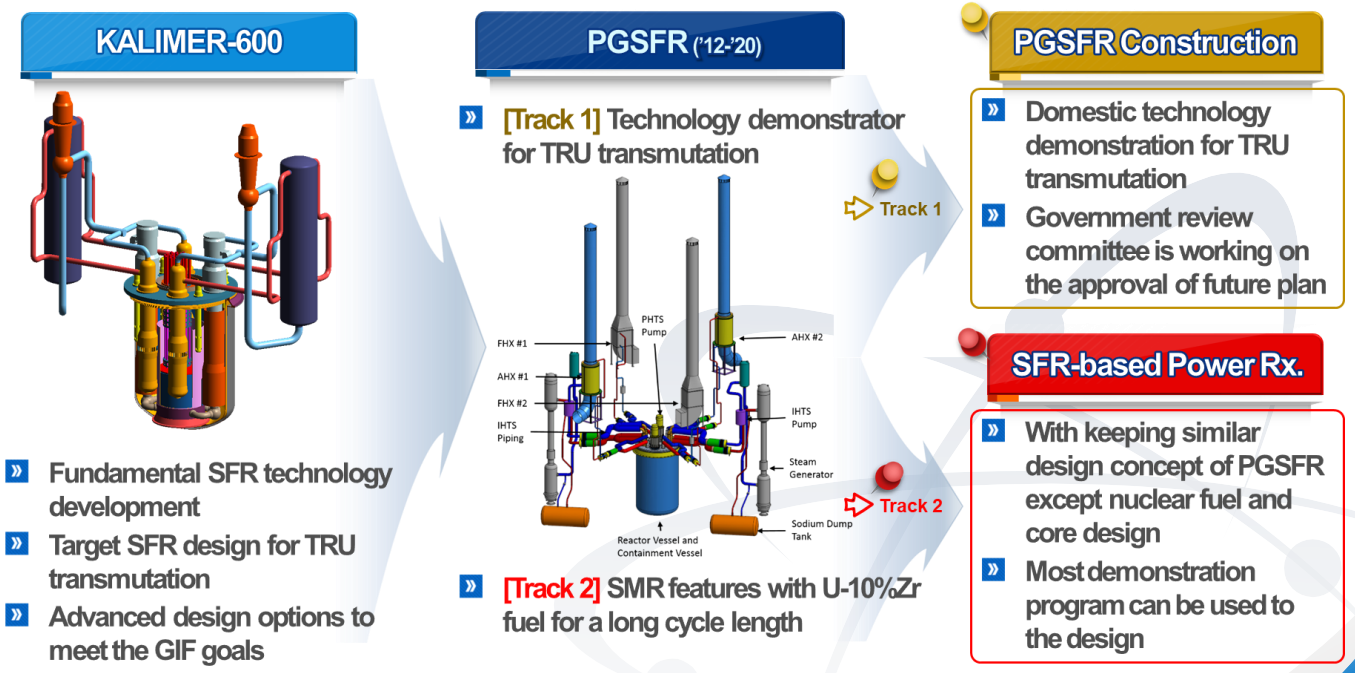
01

Korea Atomic Energy Research Institute

01 국내 소듐냉각고속로 연구개발 연혁

Korea Atomic Energy Research Institute

- **한국형 SFR 참조노형 KALIMER-600 개념설계(2006)**
  - 풀(Pool)형, 금속연료, 고유안전성, 피동 안전성 등
- **[Track-1] PGSFR 공학설계 완료**
  - TRU 소각성능 실증 (파이로공정 연계)
- **[Track-2] 장주기 선진 소형원자로 (SALUS)**
  - PGSFR 설계 개념 활용



01 STELLA 프로그램

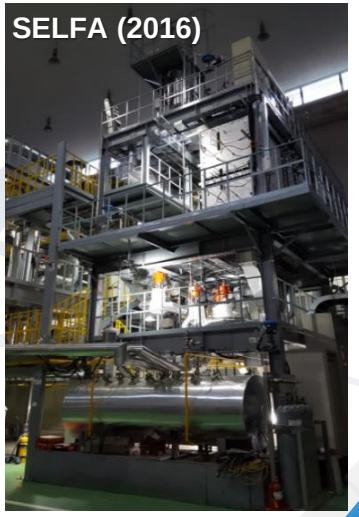
Korea Atomic Energy Research Institute

STELLA 프로그램 (2009 – 현재)

- Sodium Thermal-Hydraulic Test Loop for Safety Simulation and Assessment
- PGSFR 개발 지원을 위한 대형 소듐 열수력 실험을 수행해 온 프로그램

Phase 1: 개별효과시험 (Separate Effect Tests; SETs)

- STELLA-1(2012) 및 SELFA(2016)를 통한 기기단위(component-level) 실험 수행
  - 소듐 열교환기의 열수력 성능 시험 및 열적 규모 결정(thermal sizing)을 위한 실험
  - **STELLA-1**: DHX, AHX, (기계식) 소듐펌프, 다양한 보조기기
  - **SELFA**: FHX, 기타 보조기기
- 폐루프(closed loop)에서의 자연순환 실험도 수행함
- 일부 열교환기 설계 코드 및 계통해석 코드의 검증 (V&V)



01 STELLA 프로그램

Korea Atomic Energy Research Institute

Phase 2: 종합효과시험 (Integral Effect Tests; IETs)

- STELLA-2 축소 실험시설을 통한 원자로 동적 거동의 확인
- 실험자료 데이터베이스를 활용한 안전해석 코드 검증

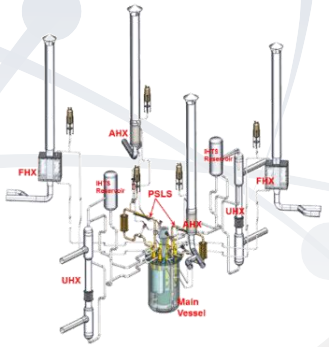
01	+	02	+	03
LOHS		**LOF**		**RVACS**
Loss of feedwater & steam generator failure		PHTS pump failure (single/dual)		Total loss of decay heat removal

Major transients to be experimentally simulated

STELLA-2 (2020)

Verification of whole-plant dynamic response with STELLA-2

System-wide **decay heat removal** performances + Identification of **multi-D effects** during transients + **Experimental database** for system code V&V



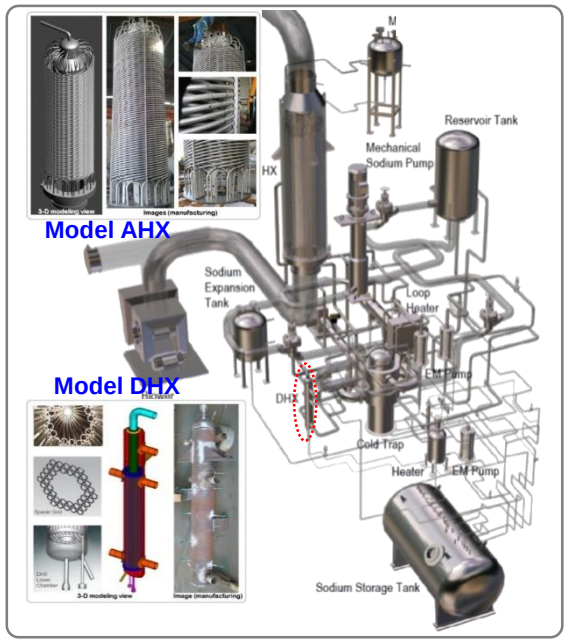
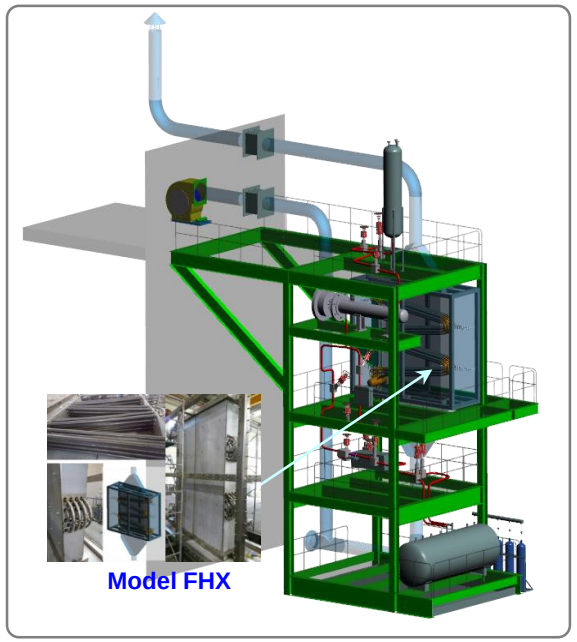
소듐냉각고속로 기술 검증 성과: STELLA 프로그램

개별효과시험 (Separate effect tests; SETs)

02

Korea Atomic Energy Research Institute

개별효과시험 장치: STELLA-1 및 SELFA

Parameter	STELLA-1	SELFA
시설 규모/ 소듐 재고량	15 m×8 m×22 m (L×W×H) / ~18 ton	7 m×6 m×18 m (L×W×H) / ~1.5 ton
전체 전기출력/ 축소모형(scale model) H/X 열제거량	2.5 MW / 1.0 MW	650 kW / 315 kW
설계 온도 및 압력	600 ˚C / 10 bar	550 ˚C/ 5 bar
최대 소듐 유량	25 kg/s (열교환기 시험); 125 kg/s (펌프 시험)	6 kg/s
구성 요소 기기	루프히터, 전자펌프(EMP), 전자유량계(EMF), 콜드 트랩(cold trap), 플러깅 미터(plugging meter), 보조계통*	루프히터, 전자펌프, 전자유량계, 소듐정화계통, 보조계통
주요 시험 대상	축소모형 H/X (**DHX, AHX**), 기계식 펌프	축소모형 H/X (**FHX**)
장치 형상 및 배치도		

* 보조계통: 전력계통, 가스공급 및 진공 계통, 화재방호계통 등

02 개별효과시험 설비를 위한 축소모형 H/X 설계

Korea Atomic Energy Research Institute

설계 요건

- 길이비: 1/1 (Volume scaling method)
- 원형(prototype)과 축소모형(model) 간의 튜브 크기 및 간격(pitch), 열적 성능 변수(U, LMTD) 등 보존 필요

Parameter	Scaling operator	Ratio (M/P)
Length (Height) Ratio	l_R	1/1
Area Ratio	a_R (=d_R^2)	2/5 (1/8*)
Volume Ratio	$a_R\ l_R$	2/5 (1/8*)
Velocity Ratio	$l_R^{1/2}$	1/1
Gravity Acceleration Ratio	1	1/1
Power & Flow rate Ratio	$a_R\ l_R^{1/2}$	2/5 (1/8*)
Pressure Drop Ratio	l_R	1/1

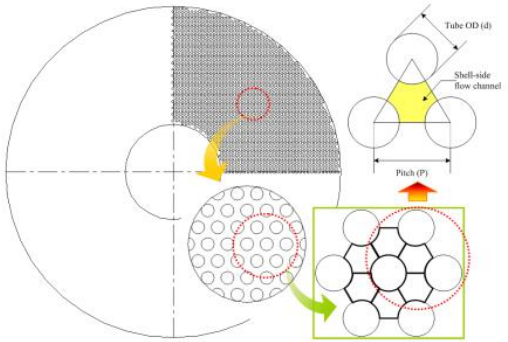
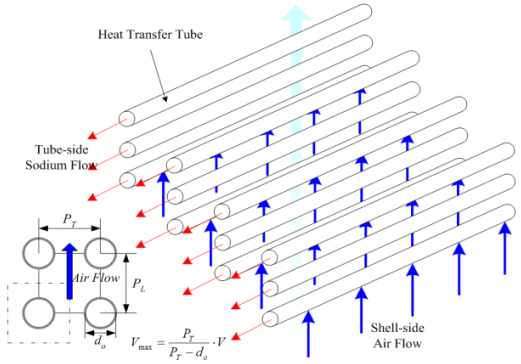
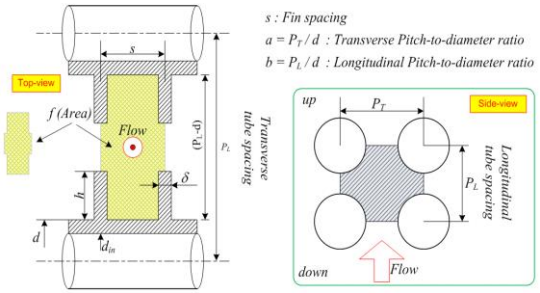
*: FHX in SELFA

H/X 열적 규모 결정(thermal sizing)용 코드 검증

- SHXSA: Straight-tube sodium-to-sodium HXs (DHX & IHX)
- AHXSA: Helical-tube type sodium-to-air HXs (AHX)
- FHXSA: Finned-tube type sodium-to-air HXs (FHX)

02 H/X 열적 규모 결정용 코드 비교

Korea Atomic Energy Research Institute

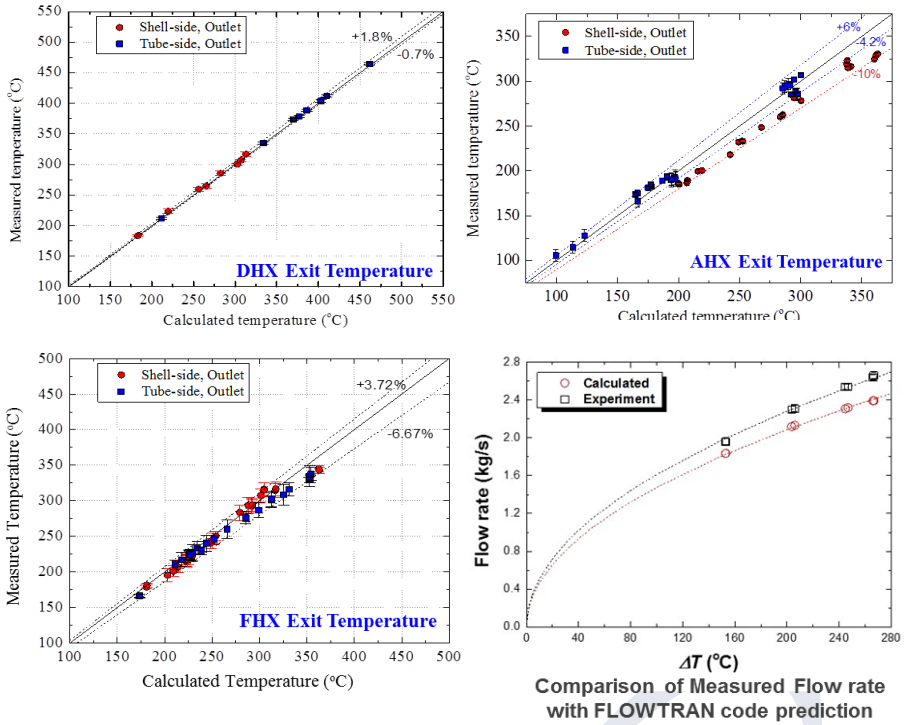
Code	SHXSA	AHXSA	FHXSA
Target heat exchanger	Straight tube-type sodium-to-sodium HXs **(IHX & DHX)**	Helical-tube type sodium-to-air HXs **(AHX)**	Finned-tube type sodium-to-air HXs **(FHX)**
Schematics of flow paths/ channels			
Pressure drop models and heat transfer correlations	❖ Tube-side (Sodium) – Frictional ΔP for straight tube inside • Darcy's friction factor $f=\begin{cases}\frac{64}{\mathrm{Re}} & \text{for Re}<2000\\ \frac{1}{[1.8\cdot\log(\mathrm{Re})-1.64]^2} & \text{for Re}>4000\end{cases}$ – Heat Transfer • Lyon-Martinelli (1948) : $Nu=4.0+0.025\cdot Pe^{0.8}$ • Seban & Shimazaki (1951) : $Nu=5.0+0.025\cdot Pe^{0.8}$ ❖ Shell-side (Sodium) – Total ΔP (From loss + friction loss) $\Delta P_{tot}=\Delta P_{form}+\Delta P_{fric}=\left(K_i+f_i\frac{l}{d_h}\right)\cdot\frac{1}{2}\rho v^2$ – Heat Transfer • Graber and Rieger correlation (1973) $Nu=0.25+6.2(P/D)+[0.032(P/D)-0.007]\cdot Pe^{0.8-0.024(P/D)}$ for $1.25\le P/D\le 1.95$ and $150\le Pe\le 3000$	❖ Tube-side (Sodium) – Frictional ΔP for a Helical tube inside • Mori-Nakayama (1967) $f=\left(\frac{d_i}{D_c}\right)^{0.5}\cdot\frac{0.192}{\left[\mathrm{Re}\cdot(d_i/D_c)^{2.5}\right]^{1/6}}\cdot\left(1+\frac{0.068}{\left[\mathrm{Re}\cdot(d_i/D_c)^{2.5}\right]^{1/6}}\right)$ – Heat Transfer • Lyon-Martinelli (1948) : $Nu=4.0+0.025\cdot Pe^{0.8}$ • Lubarski-Kaufman (1955): $Nu=0.625\cdot Pe^{0.4}$ ❖ Shell-side (Air) – Frictional ΔP : Zhukauskas *et al.* (1968) • Flow across tube bank $\Delta P=N_L\cdot\chi\cdot\left(\frac{\rho\cdot V_{\max}^2}{2}\right)\cdot K_D,\ K_D=f(Re_{max},Configuration)$ – Heat Transfer • Zhukauskas formula (1968) $Nu_{air}=C\cdot\mathrm{Re}_{D,\max}^{m}\cdot\mathrm{Pr}^{0.36}\cdot\left(\frac{\mathrm{Pr}}{\mathrm{Pr}_s}\right)^{0.25}$ *for* $N_L\ge 20,\ 0.7<\mathrm{Pr}<500,\ 10^3<\mathrm{Re}_{D,\max}<2\times10^6$	❖ Tube-side (Sodium) – Frictional ΔP for a Finned-tube inside • Darcy friction factor $f=\begin{cases}\frac{64}{\mathrm{Re}} & \text{for Re}<2000\\ \frac{1}{[1.8\cdot\log(\mathrm{Re})-1.64]^2} & \text{for Re}>4000\end{cases}$ – Heat Transfer • Lyon-Martinelli (1948) : $Nu=4.0+0.025\cdot Pe^{0.8}$ • Lubarski-Kaufman (1955): $Nu=0.625\cdot Pe^{0.4}$ ❖ Shell-side (Air) – Frictional ΔP : Yudin, Lokshin & Fomina • Flow across tube bank $K_{Drag}=f(Re,h/d,s/d,s_1/d,s_2/d,etc.)$ – Heat Transfer • Zhukauskas formula (1968) $Nu_f=0.192(a/b)^{0.2}(s/d)^{0.18}(h/b)^{-0.14}Re_f^{0.65}Pr_f^{0.36}(Pr_f/Pr_w)^{0.25}$

02 개별효과시험에서의 주요 결과

Korea Atomic Energy Research Institute

H/X 성능평가를 통한 열적 규모 결정용 코드 검증

Code (target HX)	Key result summary
SHXSA (DHX & IHX)	• Excellent DHX exit temp (~1.8% & 1.0% deviations) • Good agreement of heat transfer rate (Max. ~4.4% deviation)
AHXSA (AHX)	• Good agreement in Na exit temp (~ 6% deviation) • Discrepancies in air exit temp (~ 10% deviation)
FHXSA (FHX)	• Good agreement in Na exit temp (~ 7% deviation) • Discrepancies in air exit temp (~ 14% deviation)



Comparison of Measured Flow rate with FLOWTRAN code prediction

FLOWTRAN 코드 검증

- 자연순환 유동 형성 및 폐루프 계통에서의 유동 천이 확인
- 대체로 우수한 해석 성능을 보였으나 ~10% 수준의 오차 존재

소듐냉각고속로 기술 검증 성과: STELLA 프로그램

종합효과시험 (Integral effect tests; IETs)

03

Korea Atomic Energy Research Institute

03 STELLA-2 개요

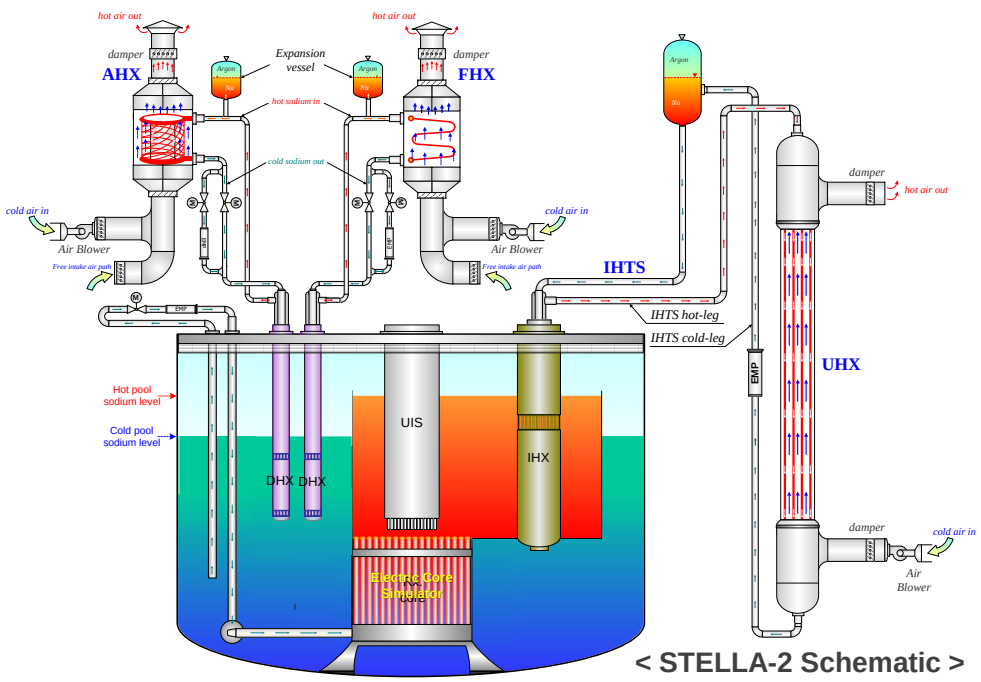
Korea Atomic Energy Research Institute

STELLA-2

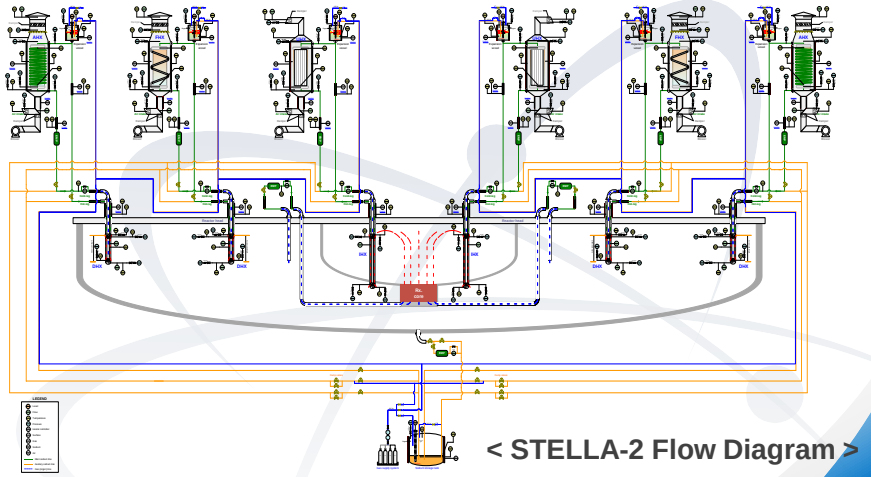
- PGSFR을 축소모의한 대규모 소듐 종합효과시험 장치
- 주요 원자로 안전 현안 및 코드 검증을 위한 포괄적 검토

실험장치 주요 목표

- 종합효과시험 결과 데이터베이스 구축
- PGSFR의 사건분류(event classification)에 따라 식별된 강제순환 및 자연순환 시 전체 계통의 거동 및 시간에 따른 변화 모의
  - 비정상 조건(off-normal conditions)에서의 원자로 거동
  - 잔열제거(decay heat removal) 특성 및 성능 파악
- 과도에서의 다차원 효과 식별



< STELLA-2 Schematic >



< STELLA-2 Flow Diagram >

03 STELLA-2 설계 고려 사항

Korea Atomic Energy Research Institute

계통 요건

- 유사한 압력/온도 조건 형성을 위한 동일한 작동유체 사용
- 원자로 내부구조물(reactor internals) 및 기기별 위치 보존
- 실험 내용을 구현하기 위한 기기별 특정 기능 확보
  - 잔열 발생 모의: 시간에 따른 노심모의체 출력 조정, 과도 시작점은 전출력(nominal power)의 7%로 상정
  - 일차열전달계통(PHTS) 펌프의 관성서행(coastdown) 특성 모의
  - RVCS를 통한 잔열제거 실험 수행

모의 대상 과도(test scope)

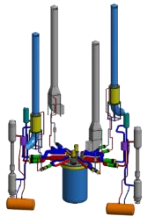
- PGSFR 사건 분류에 근거하여 모의 대상 과도를 선정함
- 원자로 정지 이후의 계통 거동: 단(~10 s)/장기(~10,000 s) 냉각 성능
- 잔열제거계통의 비대칭 운전: (n-m) loop operation
- 계통별 유동 및 열전달 특성: 노심, 다양한 H/X, 각종 기기 및 배관 등
- 소듐 풀 내 온도 및 유동 분포: 다차원 현상

Event category		Test item of concern
Design basis accident (DBA)	Loss of flow (LOF)	- Single PHTS pump failure - Dual PHTS pumps failure - Dual PHTS pump failure + (n-m) DHRS loop failure
	Loss of heat sink (LOHS)	- Steam generator F/W failure - SG F/W trip + (n-m) DHRS loop failure - Station blackout: 2.5 DHRS loop failure - IHTS Isolation or pipe break
	Primary pump pipe break	- Single PHTS pump discharge pipe rupture (*DEGB*) - Pipe rupture + (n-m) DHRS loop failure
Total loss of DHRS		- Failure of all DHR loops - RVCS heat removal only (freq. ~ 10^{-6})

03 STELLA-2 척도해석 및 축소 설계

Korea Atomic Energy Research Institute

삼단계 축소법*의 적용을 통한 계통 규모 축소

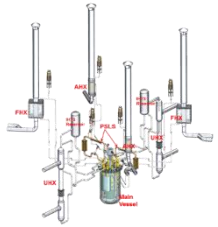


PGSFR

1 Global scaling
- Geometric condition
- Time scale
- TH parameters

2 Inventory scaling
- Mass and energy inventory

3 Local phenomena scaling
- Heat transfer in HXs
- Flow and energy mixing in pool
- Heat loss
- Etc.



STELLA-2

6개 무차원수의 비율 유지를 통한 원형과 축소모형에서의 상사성 확보

◆ Richardson No.

$$Ri \equiv \frac{g\beta\Delta T_0 l_0}{u_0^2} = \frac{buoyancy}{inertia\ force}$$

◆ Friction No. or Euler No.

$$F_i \equiv \left(\frac{fl}{d} + K\right)_i \equiv Eu_i = \frac{friction}{inertia\ force}$$

◆ Mod. Stanton No.

$$St_i \equiv \left(\frac{4hl_0}{\rho C_p u_0 d}\right) = \frac{wall\ convection}{axial\ convection}$$

◆ Time ratio No.

$$T_i^* \equiv \left(\frac{\alpha_s}{\delta^2}\frac{l_0}{u_0}\right) = \frac{transport\ time}{conduction\ time}$$

◆ Biot No.

$$B_i \equiv \left(\frac{h\delta}{k_s}\right) = \frac{wall\ convection}{conduction}$$

◆ Heat Source No.

$$Q_{si} \equiv \left(\frac{q_s l_0}{\rho_s C_{ps} u_0 \Delta T_0}\right)_i = \frac{heat\ source}{axial\ energy\ change}$$

Major scaling characteristics

Parameter	Scaling operator	Scale ratio
Length	l_R	**1/5**
Flow area	a_R (=d_R^2)	**1/25**
Volume	$a_R\, l_R$	1/125
Temperature change	1	1/1
Time	$l_R^{1/2}$	1/2.24
Velocity	$l_R^{1/2}$	1/2.24
Gravity	1	1/1
Core power density	$l_R^{-1/2}$	2.24
Power	$a_R\, l_R^{1/2}$	1/55.9
Flow rate	$a_R\, l_R^{1/2}$	1/55.9
Pressure drop	l_R	1/5
Aspect	$a_R^{-1/2} l_R$	~1/1

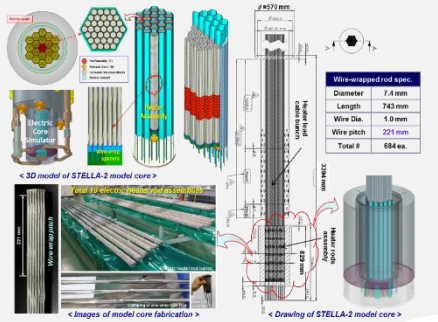
* Scaling laws for thermal-hydraulic system under single phase and two-phase natural circulation, M. Ishii, I. Kataoka, NED, 1984

03 STELLA-2에서의 (원형로 대비) 주요 설계 조정

Korea Atomic Energy Research Institute

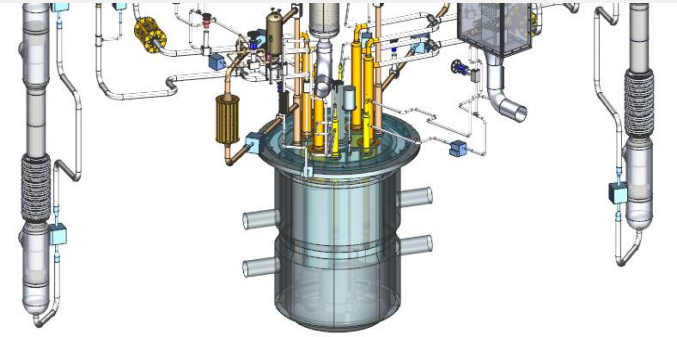
Electrical core simulator

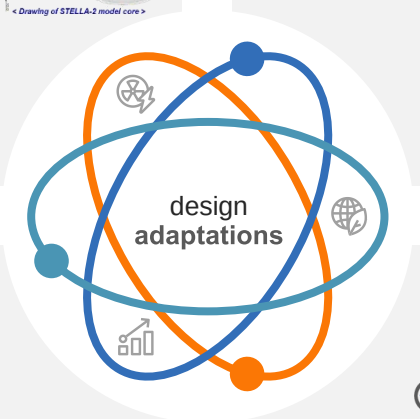
- Optimized with high-conductivity insulator (BN)
- Identical pin diameter and pitch to a PGSFR fuel pin
- 36 (heated) & 1 (dummy) rods per F/A, 19 F/As



Ex-vessel cooling

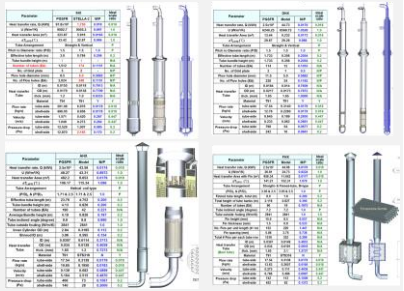
- Internal structure mimics the prototypic RVCS
- Implemented with an air flow jacket





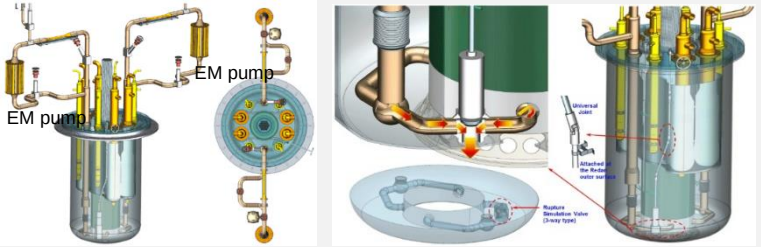
Heat exchangers

- Similitude preserved allowing geometric distortion
- All the HXs incl. IHX & DHX (Na - Na), AHX & FHX (Na - air)
- UHX uniquely represents the whole secondary side



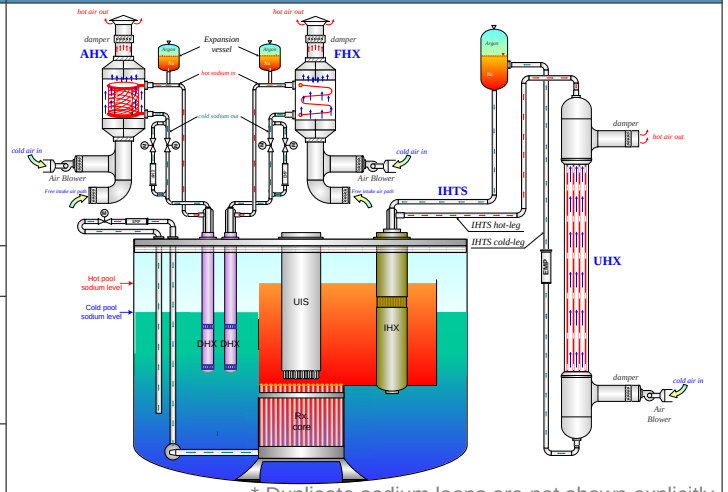
Pump simulation loops (PSLS)

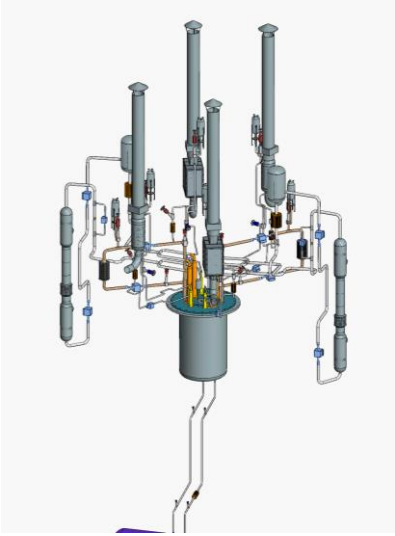
- Enables to measure through-core flow rates and mimic pump coastdown
- Pipe break simulation with a three-way valve, actuated by a universal joint long-reach arm

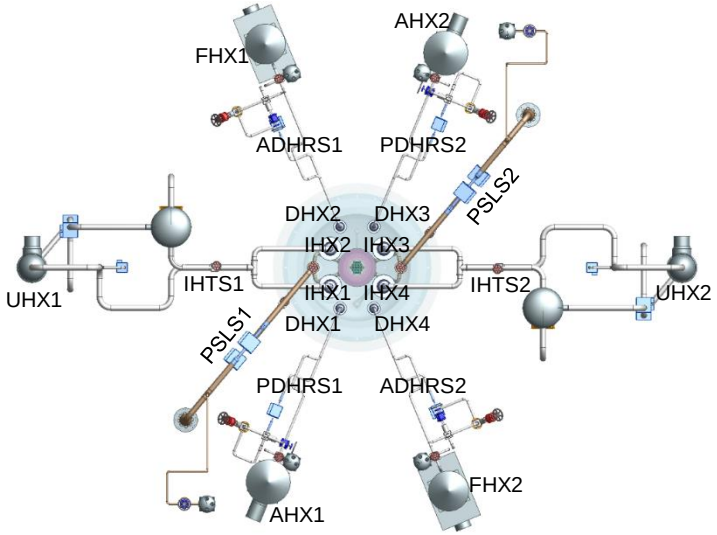


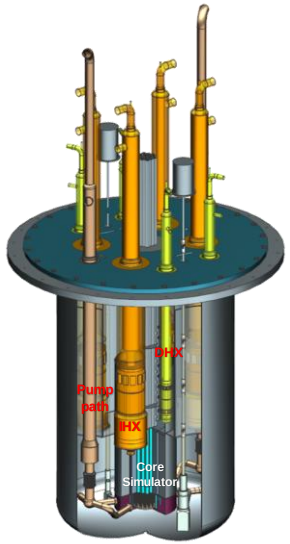
03 STELLA-2 주요 제원

Korea Atomic Energy Research Institute

항목	설명	개념도
계통 구성	• 원자로용기: 노심모의체, 저온풀, 고온풀, 원자로상부내부구조물(UIS) • 소듐 계통: 펌프모의계통 (2), 중간열전달계통(IHTS; 2), 잔열제거계통 (능동 2, 피동 2) • 소듐-소듐 열교환기: 중간열교환기(IHX; 4), 잔열제거 열교환기(DHX; 4) • 소듐-공기 열교환기: 최종열교환기(UHX; 2), 핀형 튜브 잔열제거 열교환기(FHX; 2), 나선형 잔열제거 열교환기(AHX; 2) • 보조계통: 콜드트랩(정화계통), 소듐 저장탱크, 커버가스계통, 제어계측계통	 * Duplicate sodium loops are not shown explicitly
설계온도 및 압력, 최대 소듐유량	• 600 ˚C / 5 bar (구조물) / 25 kg/s	
규모	• 실험설비 전체: 18 m × 15 m × 30 m (L × W × H) • 원자로용기: 2.2 m × 3.7 m (D × H) • 소듐 재고: 15 ton	
전기출력	• 노심모의체: ~ 500 kW • 실험설비 전체: ~ 3.0 MW	







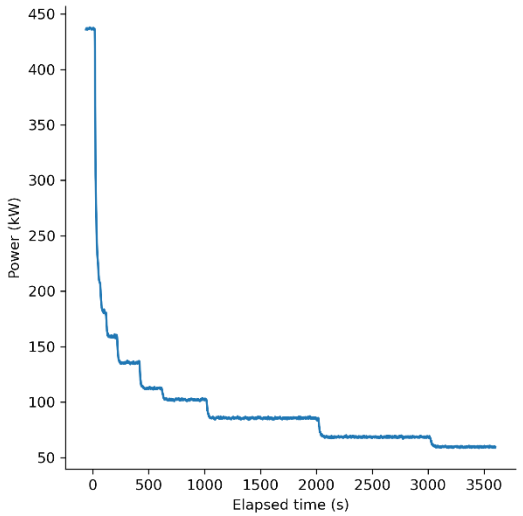
- 원자로 주기기 및 내부구조는 척도해석을 통해 축소 후 원형로 PGSFR과 동등하게 배치
- 소듐 계통은 원형로와 수력학적 상사성을 유지하도록 적절히 설계
- 3,000+개의 I/O point로 고품질 실험 데이터 생산

03 STELLA-2 실험 결과 예시: case 2-1-5 (LOHS)

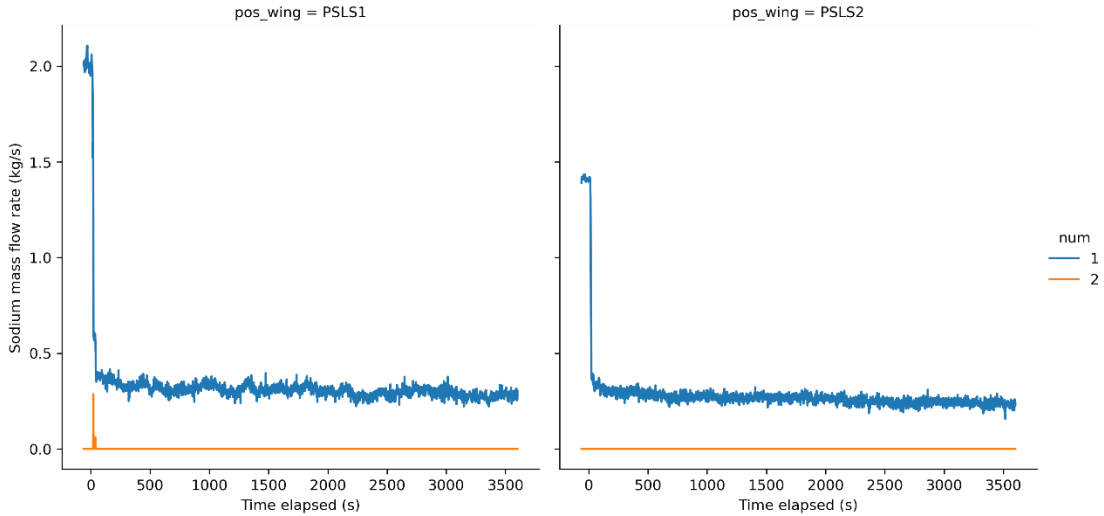
Korea Atomic Energy Research Institute

노심 출력, 펌프모의계통(PSLS1 & 2)을 통한 유량 측정

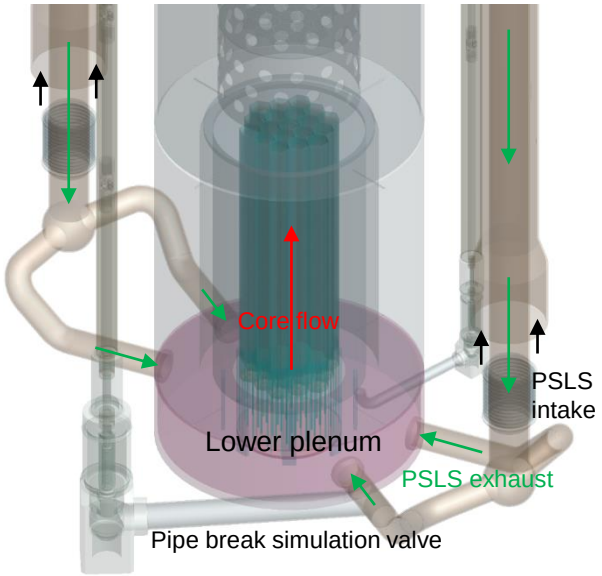
Core power



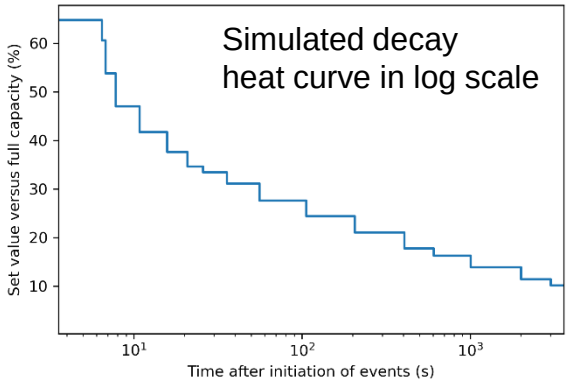
PSLS flow rates

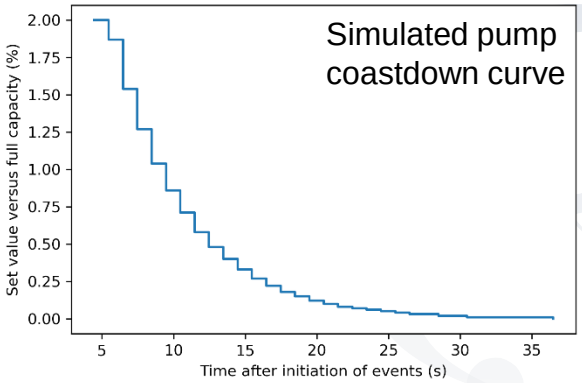


Flowmeters #2 measure in the opposite directions



Normal flow directions in the pump discharge lines and pump simulation loops

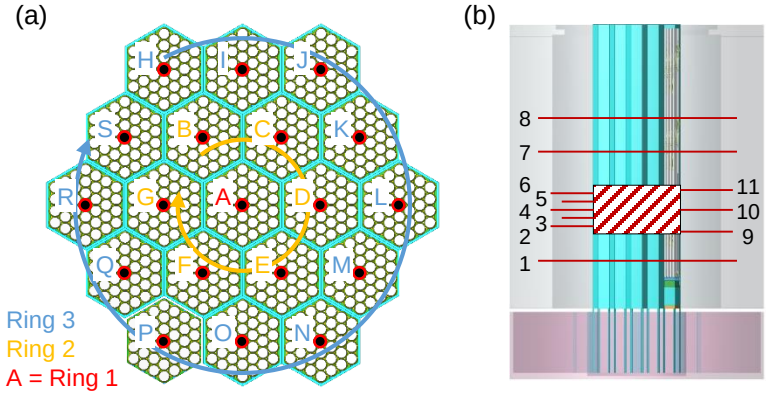




03 STELLA-2 실험 결과 예시: case 2-1-5 (LOHS)

Korea Atomic Energy Research Institute

노심(모의체) 온도 분포



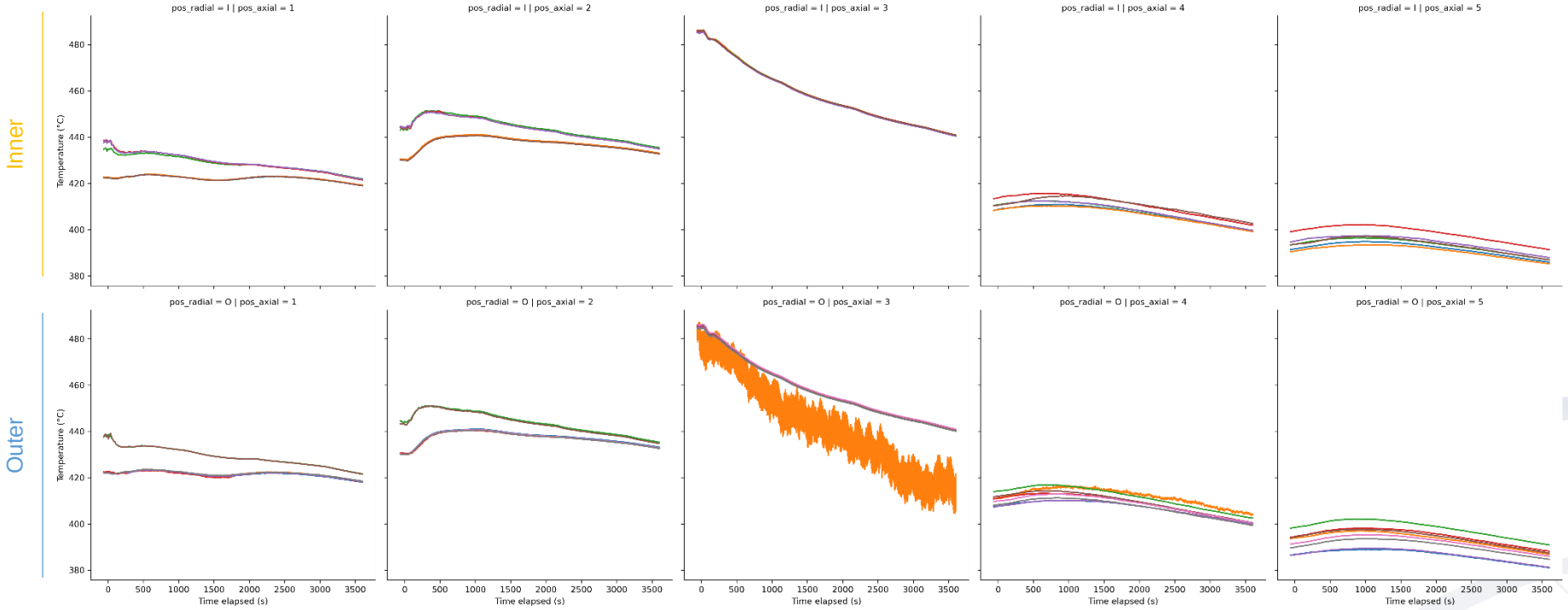
Mockup core thermocouple positions.
(a) azimuthal and assembly-wise, and (b) vertical arrangements.

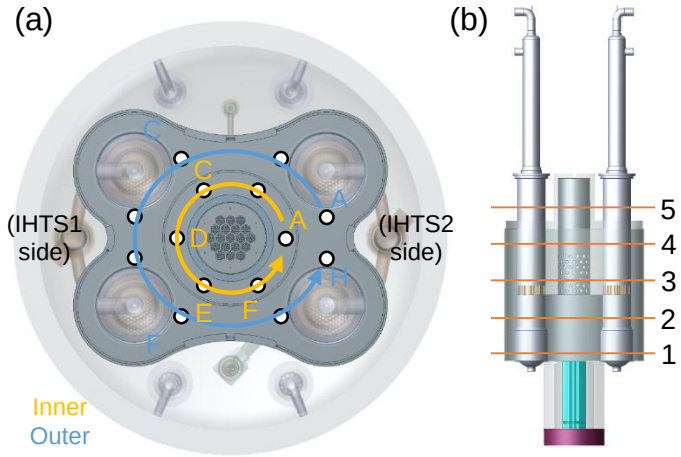
03 STELLA-2 실험 결과 예시: case 2-1-5 (LOHS)

Korea Atomic Energy Research Institute

고온풀(hot pool) 온도 분포

Axial position 1-5 / Sodium: 1-3; cover gas: 4, 5





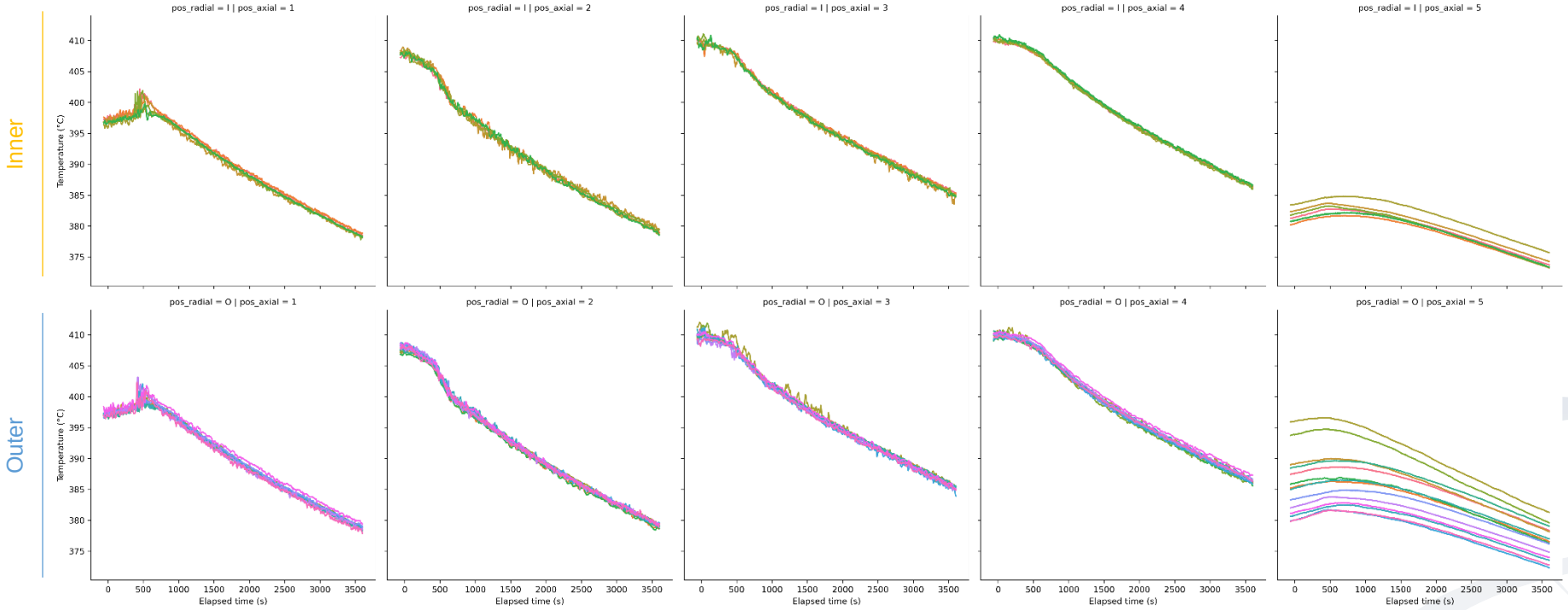
Hot pool thermocouple positions.
(a) azimuthal and (b) vertical arrangements.

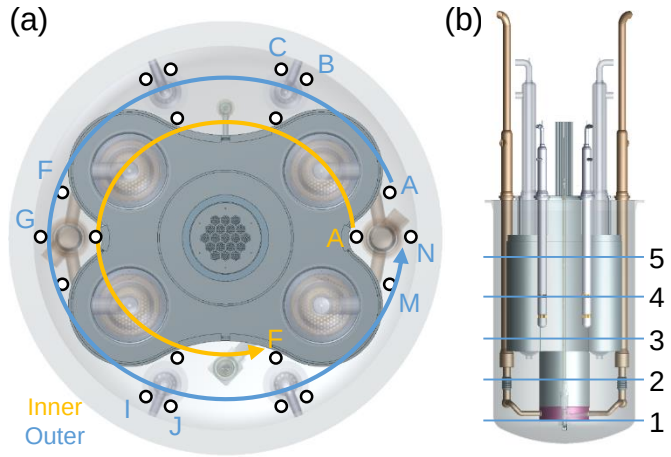
03 STELLA-2 실험 결과 예시: case 2-1-5 (LOHS)

Korea Atomic Energy Research Institute

저온풀(cold pool) 온도 분포

Axial position 1-5 / Sodium: 1-4; cover gas: 5





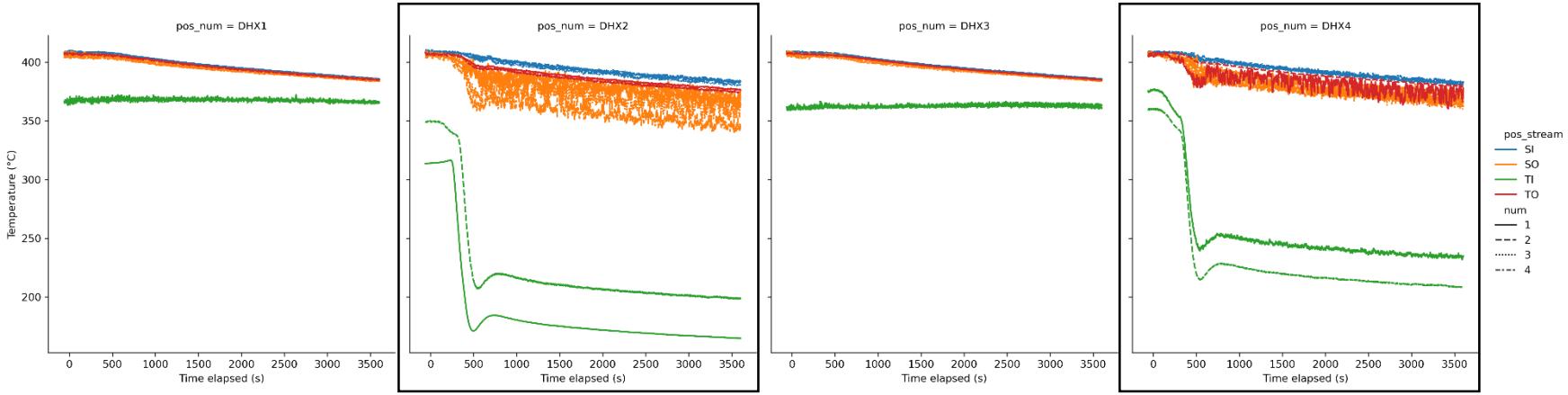
Cold pool thermocouple positions.
(a) azimuthal and (b) vertical arrangements.

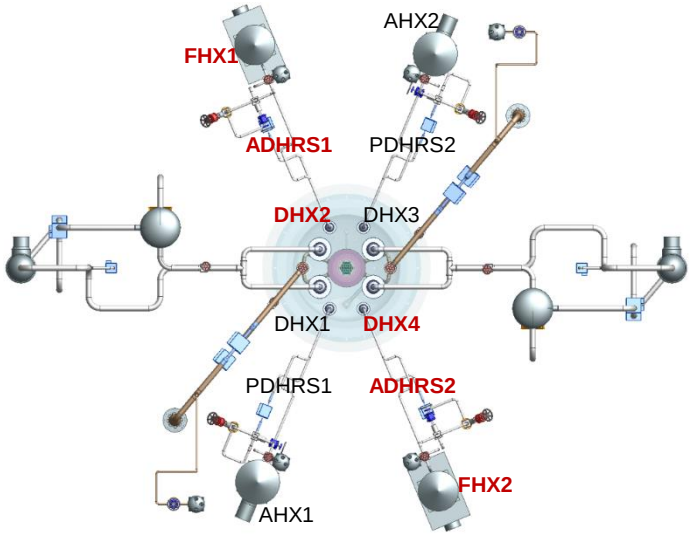
03 STELLA-2 실험 결과 예시: case 2-1-5 (LOHS)

Korea Atomic Energy Research Institute

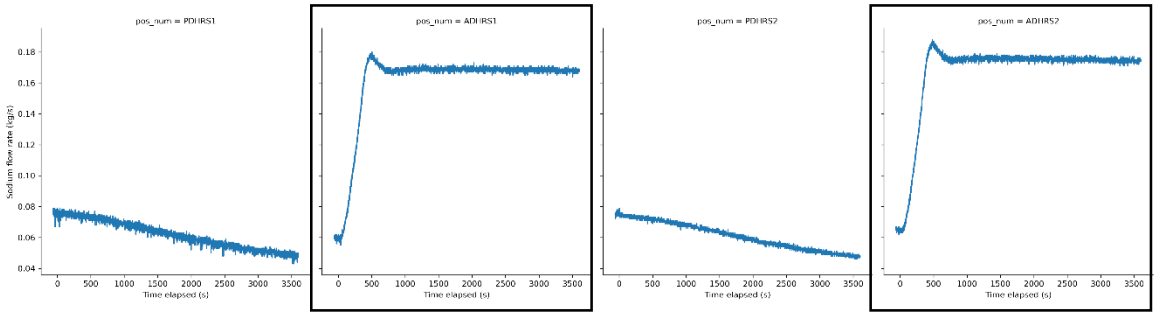
DHRS 온도/ 유량

DHX temperatures

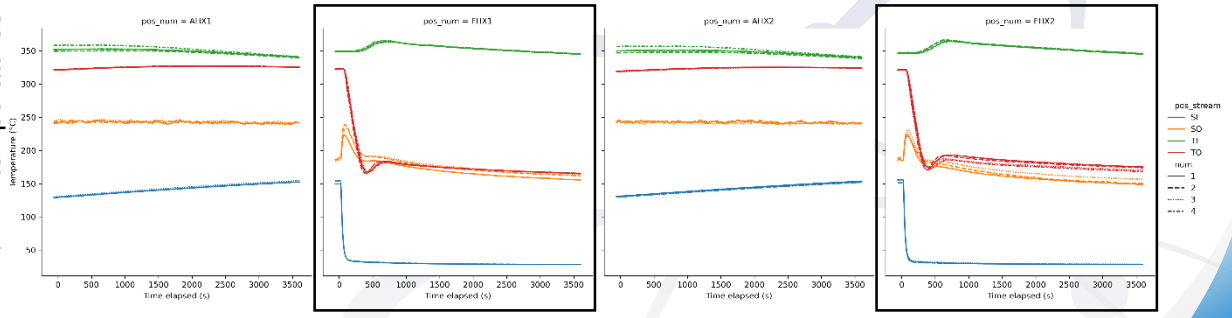




DHRS sodium flow rates



AHX/FHX temperatures

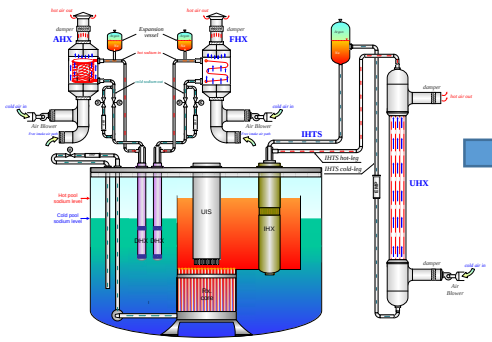


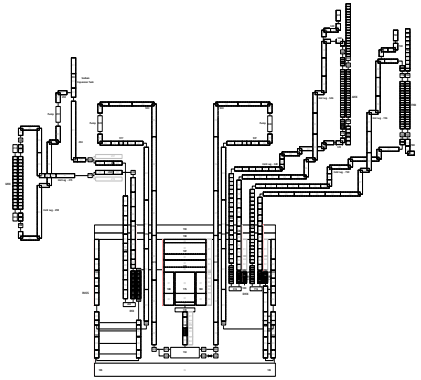
03 STELLA-2 실험 결과에 대한 코드 해석

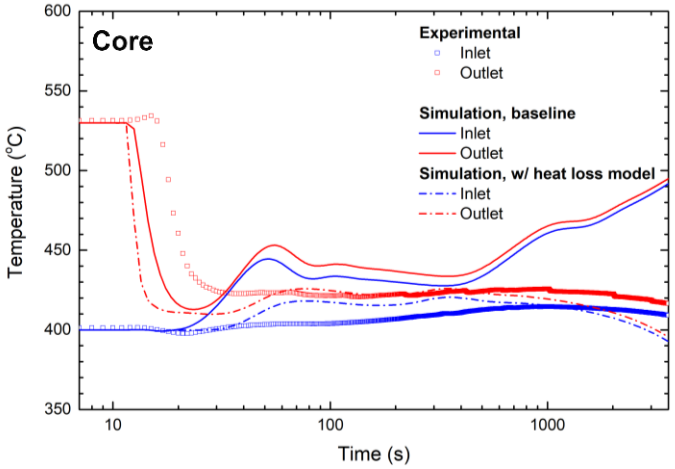
Korea Atomic Energy Research Institute

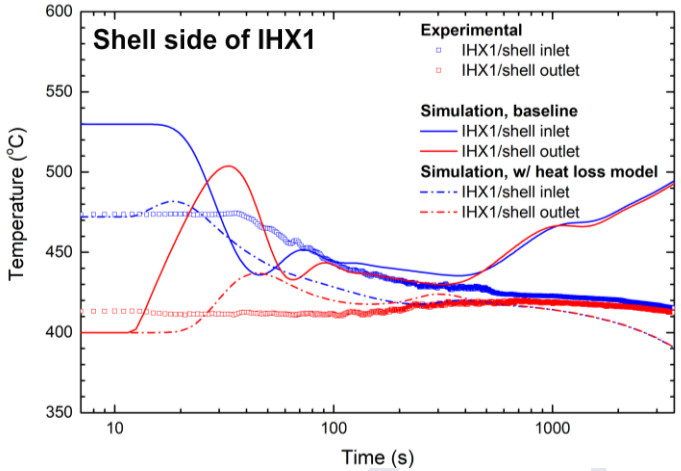
1차원 계통해석 코드 MARS-LMR을 활용한 실험 결과 분석

- MARS-LMR = MARS + 소듐 물성치, 액체금속 환경에 맞는 다양한 상관식
- 실험에서의 거동을 더 잘 모의할 수 있도록 계산 모델(입력)의 개선 진행 중









향후 진행 방향: GAMMA+로의 전환

- KAERI가 개발한 Gen-IV 원자로를 위한 계통해석 코드

소듐냉각고속로 기술 검증 성과: STELLA 프로그램

향후 연구개발 진행 방향 및 정리

04

Korea Atomic Energy Research Institute

04 STELLA-2를 활용한 국제 공동연구 진행/추진 현황

Korea Atomic Energy Research Institute

미국 아르곤국립연구소(ANL)

Argonne NATIONAL LABORATORY

- 원자력국제공동연구지원사업 > **SFR 선진 모델링·시뮬레이션 및 검증 분야 핵심기술 개발**
- 차세대원자로 개발을 가속화하고 SFR 기술 경쟁력을 높이기 위해 선진 모델링/시뮬레이션 및 검증 분야에서의 한·미 상호 기술적 강점을 공유하고 협력하는 공동연구
  - KAERI: 원자로 해석 코드 검증용 실험 자료 생산, 선진 원자로 해석 방법론(ROM) 수립
  - ANL: 원자로 해석 코드 독립 검증+선진 해석 방법론 공유, KAERI의 선진 원자로 해석 방법론 검토

프랑스 원자력 및 대체에너지 위원회(CEA)

cea

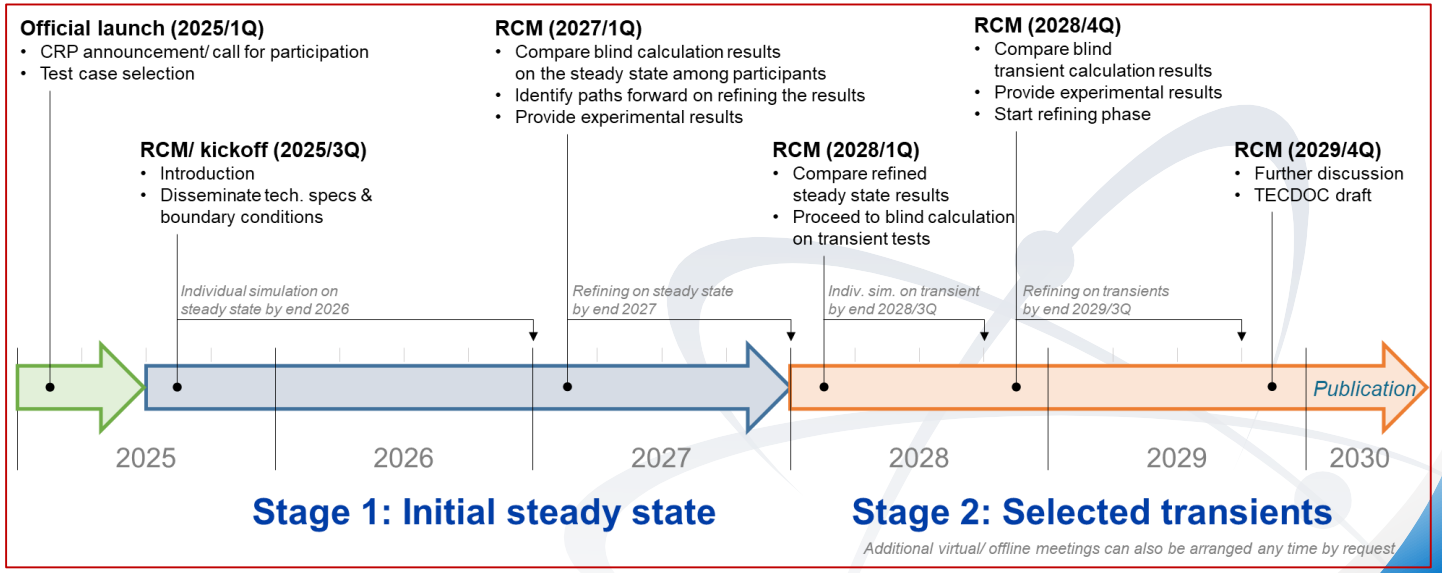
- 한-불 원자력 연구개발 협정의 일환으로 특정협력주제(STC) 논의 중
- CEA가 STELLA-2 실험 자료를 활용한 코드 검증;
  신규 실험 공동 설계 및 수행 등의 업무를 요청
- ANL과의 협력과 비슷한 형식으로 국제 공동연구 추진 예정

04 STELLA-2를 활용한 국제 공동연구 진행/추진 현황

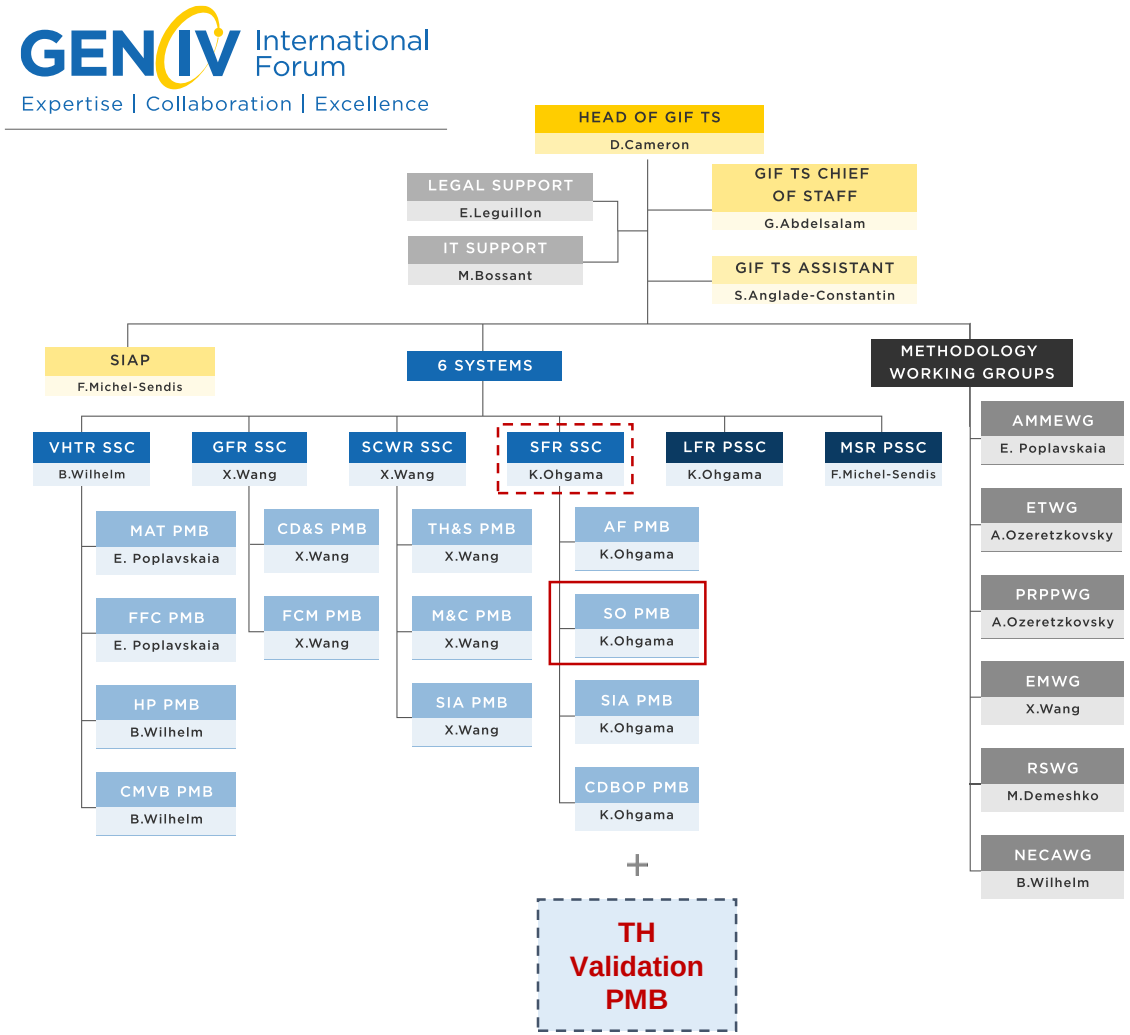
Korea Atomic Energy Research Institute

IAEA CRP (coordinated research project)

- 제안된 제목: **Benchmark Analysis of STELLA-2 LOHS/LOF Tests**
- 목적: STELLA-2를 통해 생산한 실험 자료에 대한 국제 공동 코드 벤치마크
- 벤치마크 대상: 축적된 실험 결과 중 소수를 제출할 계획
- 추진 현황
  - 제52차 고속로 기술실무단(TWG-FR) 회의에서 처음 CRP 추진 의향 전달 (‘19)
  - 신규 제안(New Proposals) 등재 (‘20)
  - 제56차 TWG-FR 회의에서 실험 결과 소개 및 구체적 추진 의향 전달 (‘23)



04 STELLA-2를 활용한 국제 공동연구 진행/추진 현황



제4세대원전 포럼(GIF) 활동

- SFR SSC의 SO PMB에 STELLA-2 관련 연간 활동에 대해 보고 (‘21-‘24)
- 향후 STELLA-2 관련 활동은 **신규 PMB**에서 다루게 될 것으로 보임

신규 PMB: TH Validation

- 목적: 민간 SFR 개발 촉진 및 인허가 획득을 위해 코드 검증용 실험 데이터를 공유
- 업무 내용
  - WP1: 실험 시설 설계 자료 및 실험 데이터 공유
  - WP2: 해당 실험 데이터를 이용한 코드 해석 및 검증

04 STELLA-2를 활용한 국제 공동연구 진행/추진 현황

Korea Atomic Energy Research Institute

신규 PMB: TH Validation (contd.)

- 참여국/기관 및 참여기관별 기여 내용

참여국/기관	기여 내용 (확정 아님)
미국/DOE	• METL 실험 장치(ANL 소유)의 THETA 실험 데이터 중 일부 공유 • 과거 EBR-II 실험 데이터 일부 공유 • SAS-4A/SASSYS-1 코드 검증
한국/KAERI	• STELLA 프로그램을 통해 생산한 실험 데이터 공유를 통한 코드 검증 지원 • GAMMA+ 코드 검증
일본/JAEA	• PLANDTL-1 실험 데이터 공유 • 1차원 계통해석 코드 및 CFD 코드 검증
미국/Oklo	• ANL의 위탁연구를 통해 생산한 METL 실험 장치의 THETA 실험 데이터 중 일부 공유 • SAM 코드, ANSYS Fluent 등을 활용한 실험 데이터 벤치마크 수행
미국/TerraPower	• OSU의 위탁연구를 통해 생산한 연료봉 가열 열수력 실험 데이터 (heated bundle tests) 공유 • MONGOOSE++ 부수로 해석코드, CFD 코드를 활용한 실험 데이터 벤치마크 수행

민간 기업

- **현재 상황: 착수 준비 중** (모든 참여국/기관별 승인 필요), ’25–’26 착수 예상

04 종합 정리

Korea Atomic Energy Research Institute

KAERI는 PGSFR 개발을 위해 열수력 실험을 위한 STELLA 프로그램을 운영해 옴

- 개별효과시험 (STELLA-1 & SELFA): 다양한 소듐 H/X 및 주요기기 설계 검증, H/X 설계 코드 검증
- 종합효과시험 (STELLA-2): 원자로 과도 실험 D/B 구축, 다차원 현상 파악 등 실험 연구 진행 중
- STELLA 프로그램으로 소듐 취급, 인허가 대응, 대형 실험 장치 운영 등 다양한 무형 자산 또한 확보

향후 연구개발 추진 방향

- 국가간 협력: 미국, 프랑스 등 원자력 선도국 국책연구소와의 양자협력으로 상호 호혜적 기술 향상 도모
- 원자력 선도국으로서의 위상 제고: STELLA-2 실험자료에 대한 국제 공동연구 (code benchmark) 추진 (IAEA CRP, GIF 활동 등)
- 민간 SFR 활동 지원: 국내외 민간 SFR 개발에 필요한 기기 검증 실험, 코드 검증용 실험 데이터 생산 등 구축된 연구개발 역량을 투입하여 다양한 연구개발 활동 모색

Korea Atomic Energy Research Institute

THANK YOU

한국형 SFR 참조노형: PGSFR*

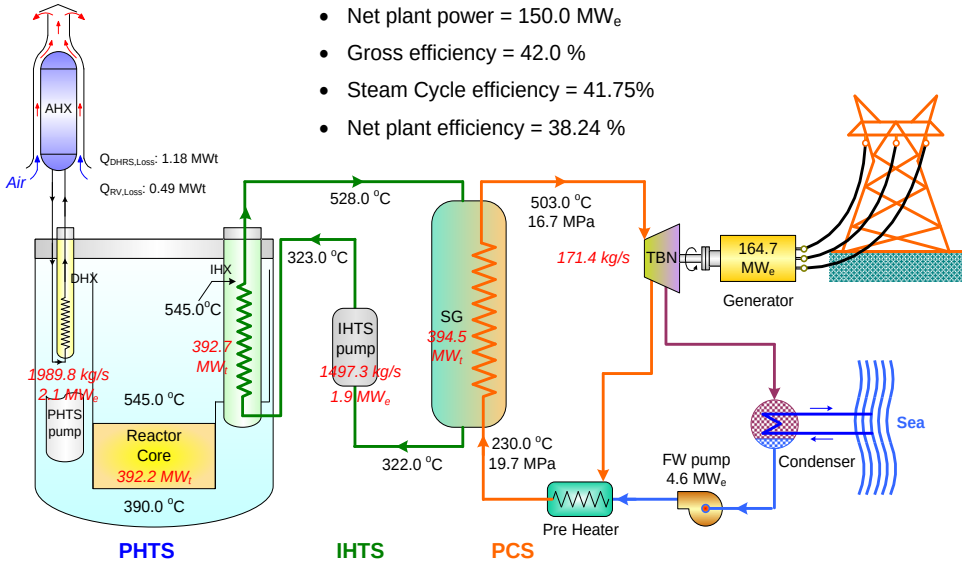
Korea Atomic Energy Research Institute

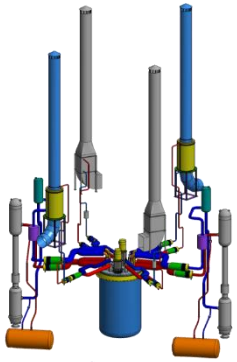
* Prototype Generation-IV SFR

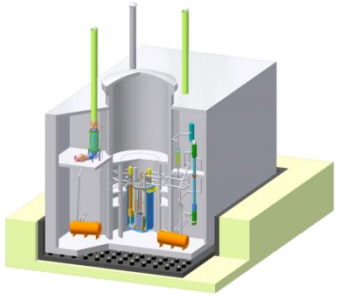
Main design features

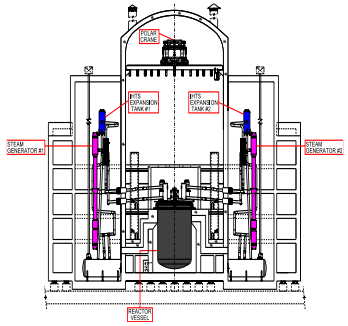
- Sodium-cooled/ pool-type reactor
- Superheated steam cycle
- Two-loop IHTS/SGS
- Safety-grade DHR systems
  - Independent Passive and Active DHRSs

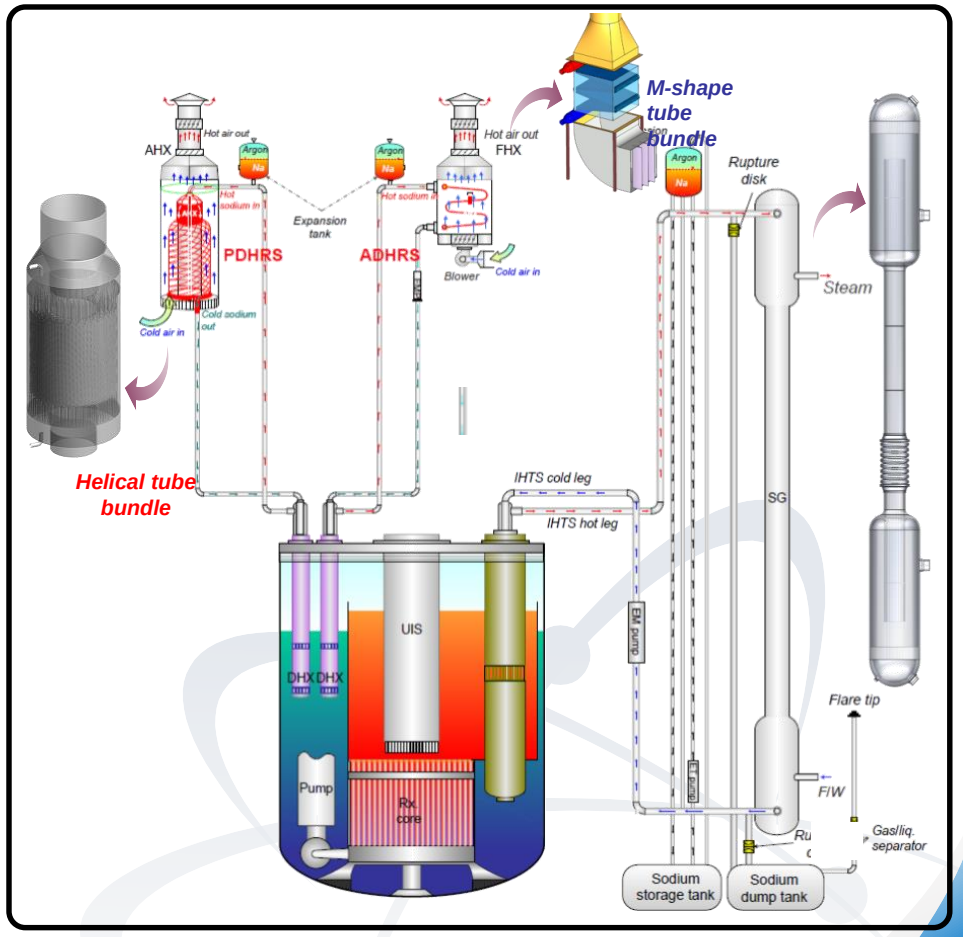
- Net plant power = 150.0 MW_e
- Gross efficiency = 42.0 %
- Steam Cycle efficiency = 41.75%
- Net plant efficiency = 38.24 %











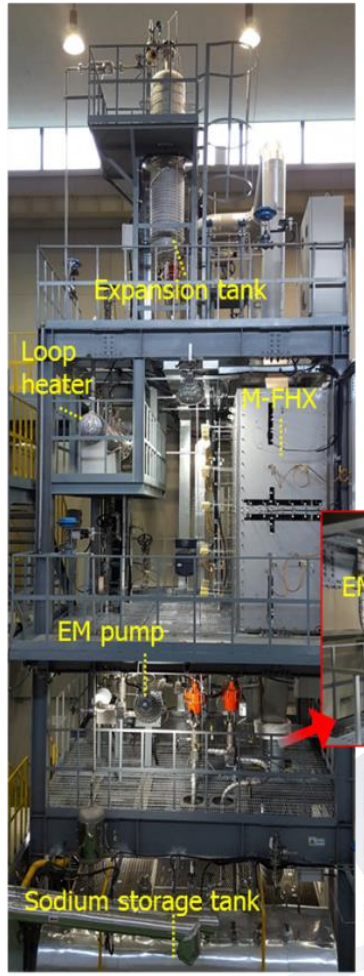
< PGSFR Heat Transport System >

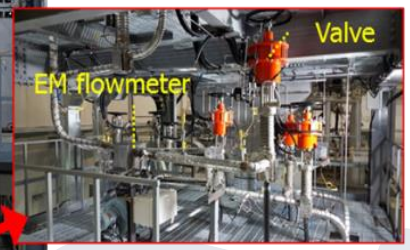
Sodium experimental infrastructure at KAERI

Korea Atomic Energy Research Institute

Facility	Objective	Characteristic	Image
ITSL (Instrumentation Test Sodium Loop)	• Performance test and calibration of instrumentation • Sodium valve test	• Max. sodium temperature: ~550 ˚C • Max. flow rate: ~1 kg/s • Sodium inventory: 1.5 ton	
Sodium Fire Test Facility	• Analysis of various types of sodium fire phenomena • Sodium aerosol characteristics • Modification/improvement of sodium pool fire model and analysis code • Performance test of propagation preventing structure	• Volume of test reactor: 48 m^3 (3 m×4 m×4 m) • Max. sodium temperature: 350˚C	
SWR Test Facility	• SG tube integrity assessment induced by SWR • Detection methodology test of SWR • SWR analysis model development	• Max. sodium temperature: ~450 ˚C • Max. steam temperature: ~350 ˚C (~160 bar) • Max. steam leak rate: ~1.75 g/s (micro leak), ~20 g/s (medium-scale leak)	
Sodium Purification Test Facility	• Experience on sodium purification • Cold trap design and test • Plugging meter design and test	• Max. sodium temperature: ~550 ˚C • Max. flow rate: ~1 kg/s	
Sodium Turbulent Thermal-mixing Test Facility	• Identification of thermal stripping phenomena • Temperature data for fatigue analysis	• Max. sodium temperature: ~600 ˚C (hot loop), ~300 ˚C (cold loop) • Max. flow rate: ~1 L/sec • Sodium inventory: 350 kg	
EMP Pressure Drop Test Facility	• Database of flow-pressure relation in EMP • Design codes V&V • Experimental study on electromagnetic effect in sodium flow	• Max. sodium temperature: ~550 ˚C • Nominal flow rate of EMP: ~1 kg/s • Discharge pressure of EMP: 4 bar	

Photos: STELLA-1 and SELFA

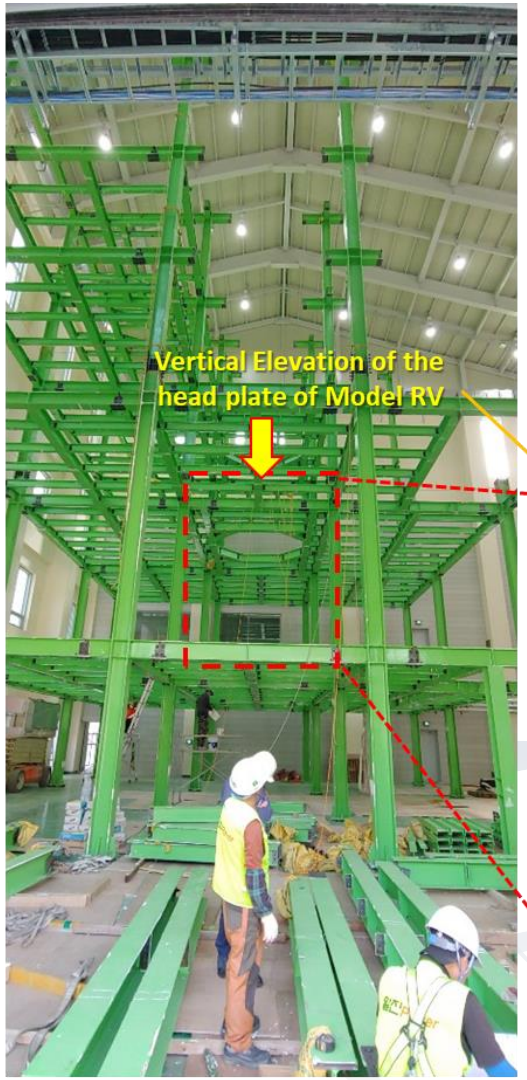


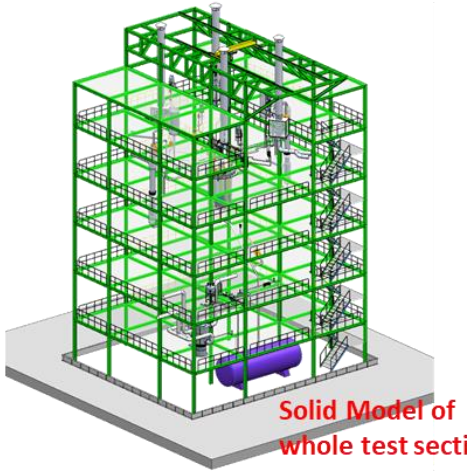


Photos: STELLA-2 commissioning

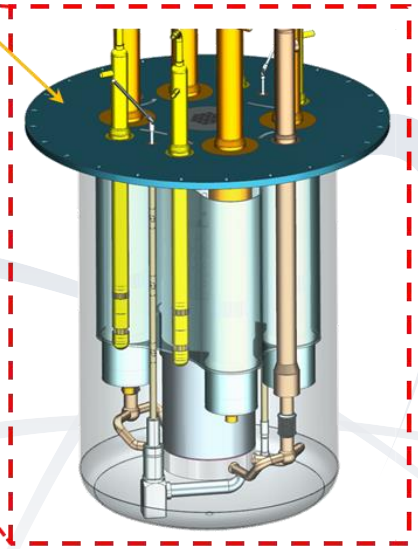
New Sodium Test Building for STELLA-2

Installation of Frame Structure

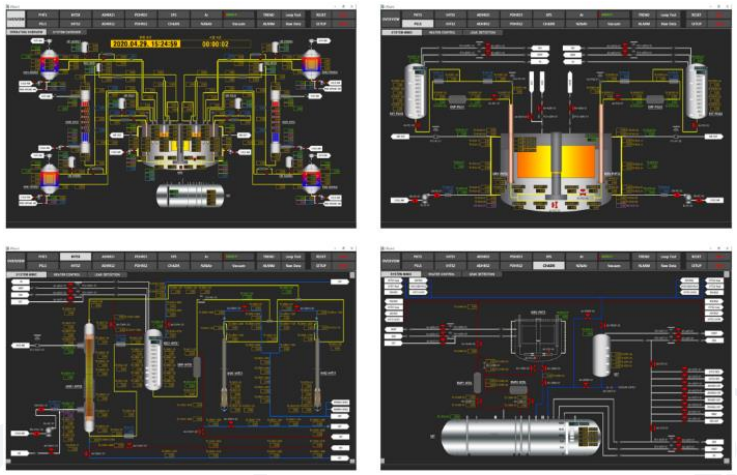




Solid Model of whole test section



Model RV and its Internals

Photos: STELLA-2 commissioning

Photos: STELLA-2 in operation