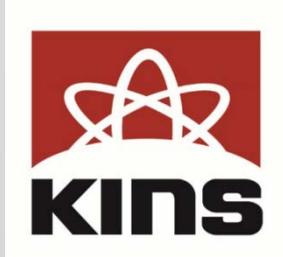


규제검증용 통합검증계산체계 개발 현황

박 주엽 (k385pjy@kins.re.kr)



한국원자력안전기술원

2022년 10월 19일

국내 다물리-다중스케일 통합해석기술 개발 현황 및 전망
한국원자력학회 원자력열수력 연구부회

발표순서

- US NRC activity
- US DOE(Industry) activity
- KINS RETAS activity
- KINS code coupling activity - development
- KINS code coupling activity – enhancement, verification/validation
- KINS code coupling activity – current and future
- Conclusions

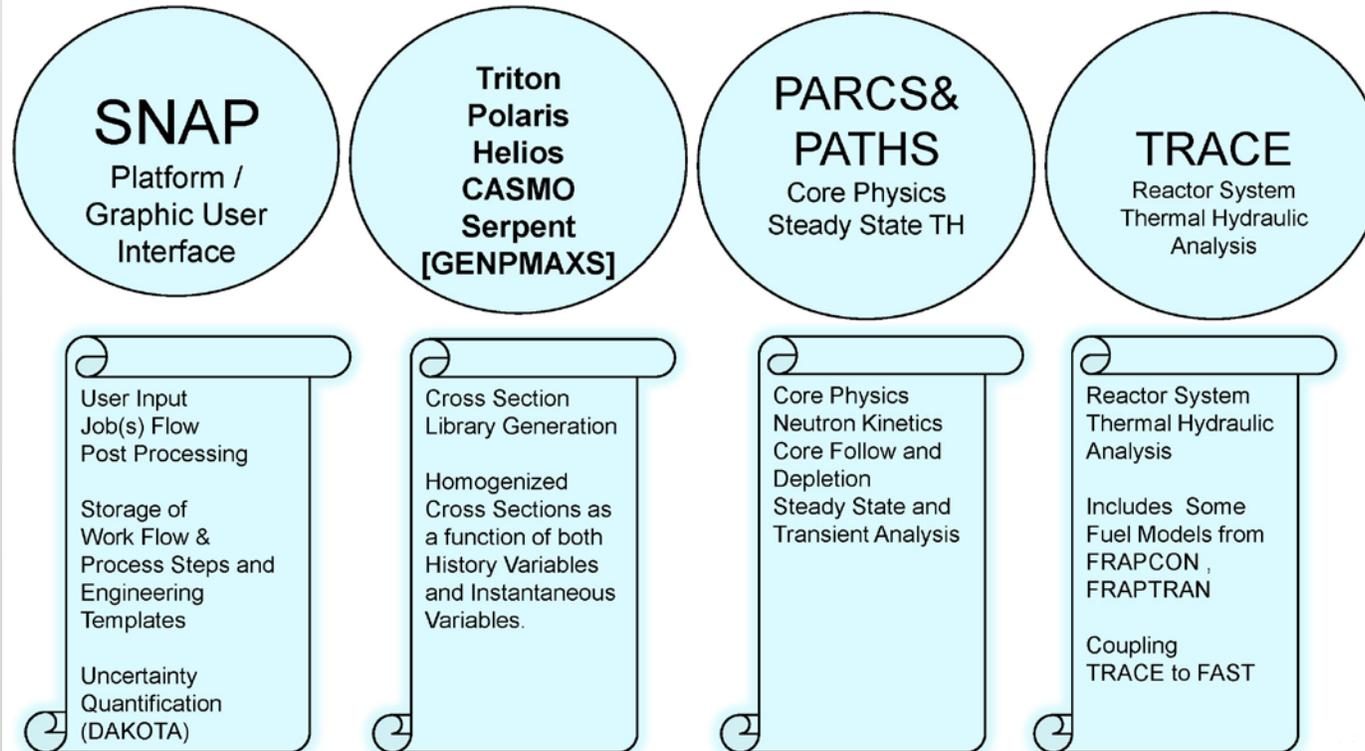
US NRC Activity - CAMP

- **CAMP 협정 (The Code Application and Maintenance Program) 시행 중**
 - More than 100 Agreements with more than 20 Countries
- **CAMP 협정 (TH code 중심)에 포함된 컴퓨터 코드들**
 - **TRACE, RELAP5** (Thermal-hydraulic transient computer codes)
 - **PARCS** (Multidimensional reactor kinetics code)
 - **SNAP** (Graphical user interface to **most of NRC's reactor safety codes**, Pre/Post-processings, runtime control)
- **Multi-physics capability in CAMP codes**
 - **PARCS can be run with TRACE or RELAP5 (Reactivity-Initiated Accident in PWR)**
 - RARCS can be run stand-alone, too

US NRC Activity - CAMP



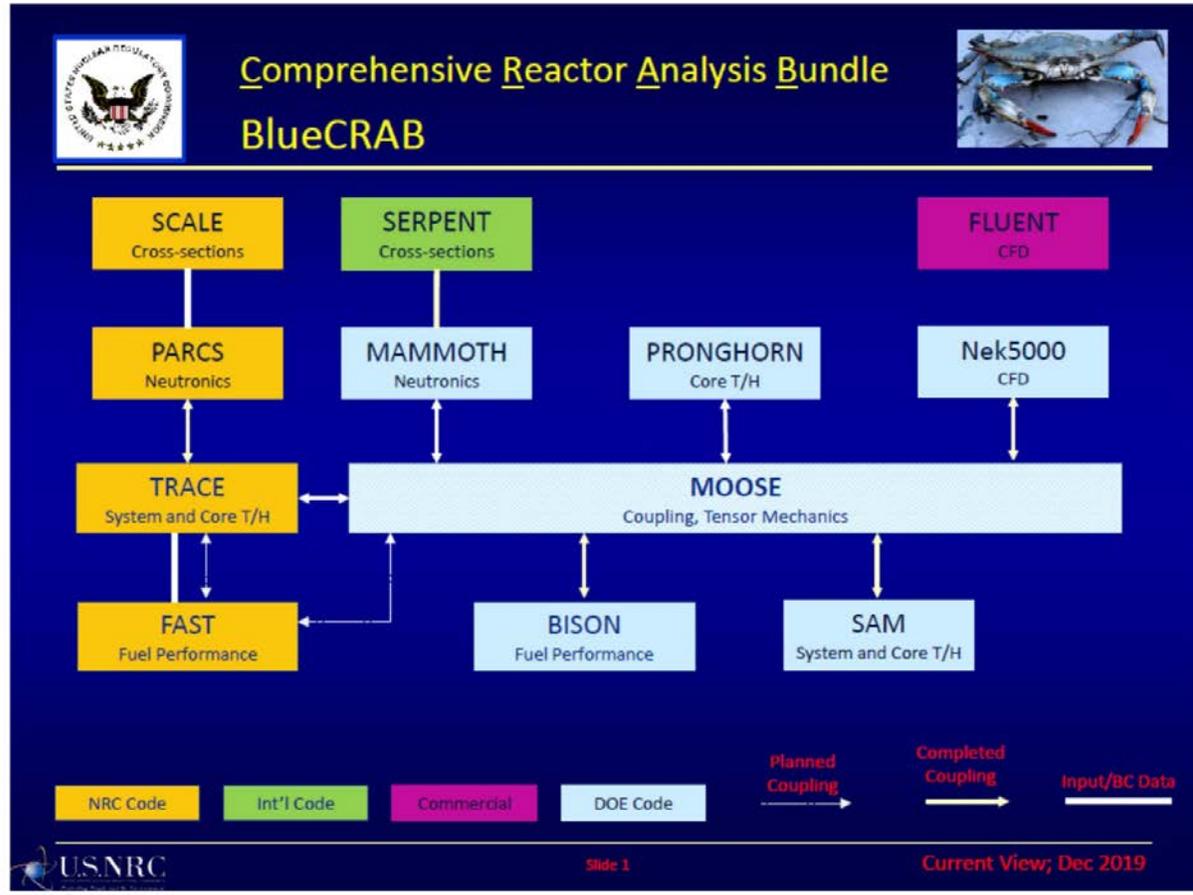
Reactor Core and System Analysis Code Suite



US NRC Activity – Non-light water reactor

- **There are several non-LWR design types, US NRC needs to be ready to support safety analysis and licensing**
 - Gas-cooled reactors, Liquid-metal cooled reactors
 - Molten salt cooled reactors, Molten fuel salt reactors
 - Micro reactors cooled by heat pipes
- **Usually, fast reactors require a tight coupling between neutronics and thermal-hydraulics to account for rapid changes in power due to reactivity feedback due to changes in temperature**
 - **Molten fuel salt reactor (local temperature for reactivity feedback + flow field for tracking delayed neutron)**
- In some designs, thermo-mechanical expansion of the core also can create neutron leakage which might be the largest source of negative reactivity as core temperature increases
 - Micro reactors cooled by heat pipes
- Considering four types of codes are necessary to conduct safety analyses (Fuel performance + Neutronics + Thermal-hydraulics + Thermomechanical response)
- **Multi-Physics computing environment is needed to couple several codes with efficient manner for non-LWR applications**

US NRC Activity – Non-light water reactor



- US NRC is developing a code suite called **CRAB (The Comprehensive Reactor Analysis Bundle)** to cope with those challenges
 - CRAB can be used for safety analysis for **both light water and non-light water reactors**
 - **US NRC codes + DOE codes + Commercial codes + etc.**
 - **Focus on analyzing normal operation and accident conditions** (not involving gross core disruption and fission product release)

US NRC Activity – Non-light water reactor

- **US NRC Codes**

- **TRACE (System TH)**

- ✓ Covering several working fluids such as helium, sodium, molten salt coolant

- **PARCS (Neutronics)**

- ✓ Neutron diffusion equation solver, coupled with TRACE, Running in a serial mode

- **FAST (Fuel)**

- ✓ Combination of FRAPCON and FRAPTRAN

- ✓ **FAST is to replace the fuel model in TRACE (in the long term) (FAST is going to be coupled with TRACE)**

- ✓ Revisions to models to simulate ATFs are planned

- **SCALE (Reactor Physics)**

- **Commercial**

- **FLUENT (CFD-RSM based)**

- **etc.**

- **SERPENT (Reactor Physics)**

- ✓ Developed by VTT (Finland)

- ✓ Faster computation speed

US NRC Activity – Non-light water reactor

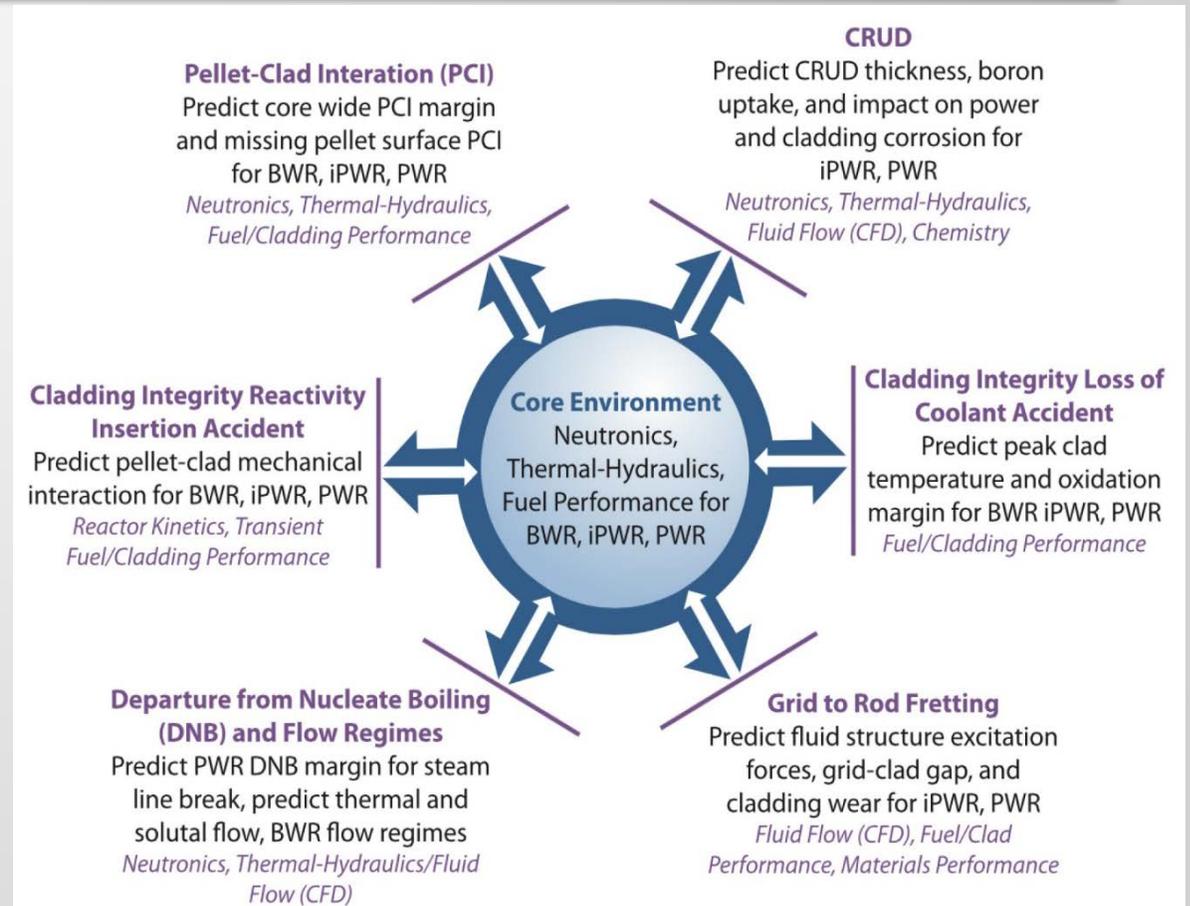
- **DOE Codes (incl. simulation environment)**
 - **MOOSE (Multi-physics Object-Oriented Simulation Environment)**
 - ✓ Used to couple other codes and **to simulate thermo-mechanical phenomena (thermal expansion and conduction to identify neutron leakage)**
 - ✓ Conventional US NRC codes don't have capacity to simulate thermo-mechanical phenomena
 - **BISON (Fuel)**
 - ✓ Finite element based
 - ✓ Applicable to various geometry such as TRISO, metallic rod and plat fuel
 - **PRONGHORN (Engineering Scale Hydraulics)**
 - ✓ Gas-cooled reactor for pebble bed and prismatic cores
 - **SAM (System TH)**
 - ✓ For SFR, LFR and MSR
 - **MAMMOTH (Neutronics)**
 - ✓ Flexibility with MOOSE
 - ✓ Parallel computation
 - **Nek5000 (CFD-LES based)**

US DOE(Industry) Activity – CASL

- **CASL (Consortium for the Advanced Simulation of LWRs)** was established in 2010 as one of DOE Energy Innovation Hubs and its original objective has been achieved by 2020
 - Phase I (2010-2014) & Phase II (2015-2020)
- The mission of the CASL is to **provide Advanced Modeling and Simulation (M&S)** to address **challenges** facing the existing fleet of operating **LWRs** in the US
- The goals to achieve the mission of CASL are
 - Promote an enhanced scientific basis and understanding of reactor operations by using design and analysis tools that have robust science-based predictive capabilities (Previously experimental data based)
 - **Develop a Highly Integrated Multiphysics M&S environment based on High-Fidelity tools**
 - Incorporate uncertainty quantification into the M&S
 - Educate industry professionals in the use of advanced M&S tools
 - **Engage US NRC to help facilitate eventual industry use of the CASL tools to support licensing**

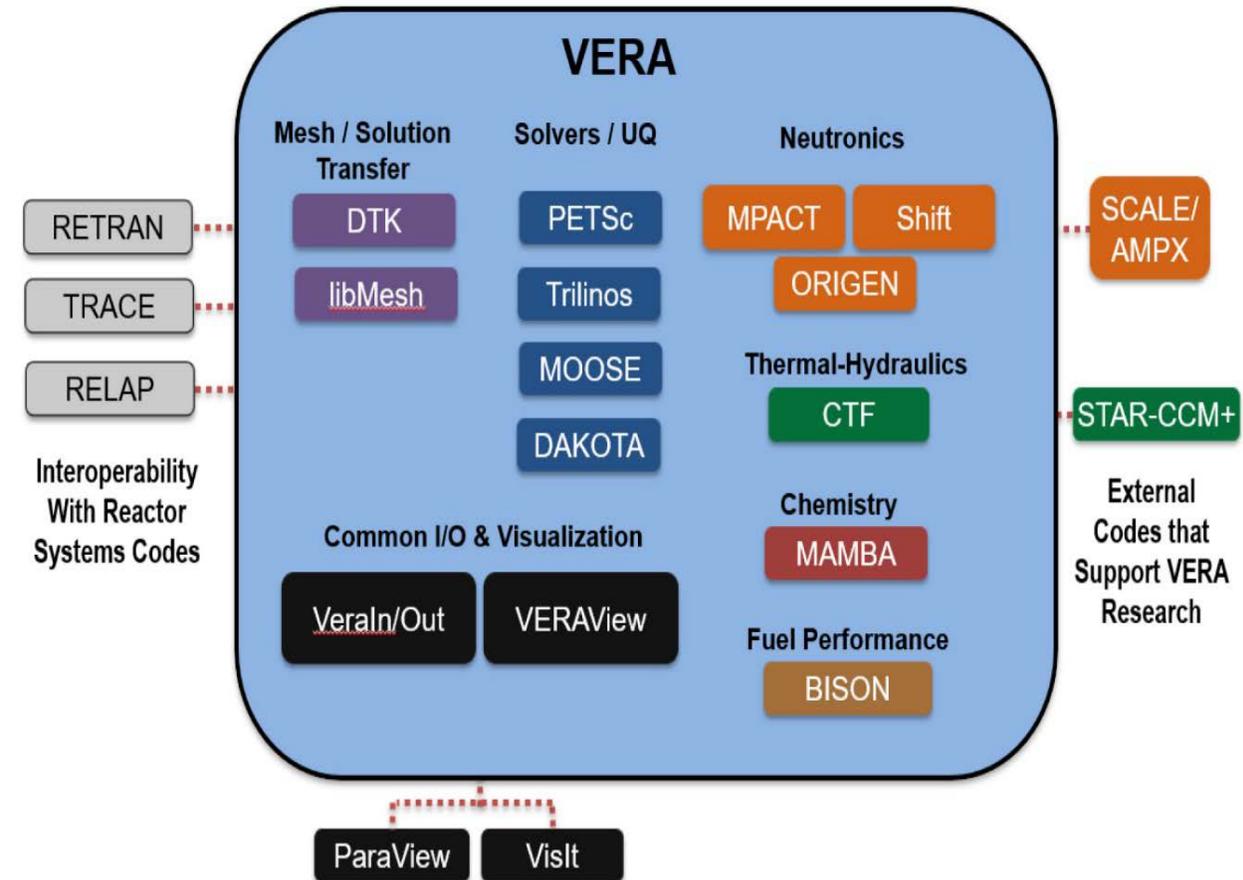
US DOE(Industry) Activity – CASL

- **Challenge problems**
- To have a high economic impact on fuel cycle costs, capacity factors, and plant lifetimes
- Postulated accident scenarios
 - **Reactivity Insertion Accident (RIA)**
 - **Loss of Coolant Accident (LOCA)**
 - **Departure from Nucleate Boiling (DNB)**
- Normal operations
 - **Pellet-Clad Interaction (PCI)**
 - **Grid-To-Rod Fretting (GTRF)**
 - **Crud-Induced Localized Corrosion (CILC) and Crud-Induced Power Shift (CIPS)**



US DOE(Industry) Activity – CASL

- **VERA (Virtual Environment for Reactor Applications)** is a high performance computing platform for performing multi-physics simulation
- VERA integrates the relevant physics of nuclear reactors including **neutronics, thermal-hydraulics, fuel performance and chemistry**
- VERA solves all physics fully resolved with **multi-physics coupling** which captures the interdependencies among physics phenomena what would traditionally be handled as BCs to single physics codes



US DOE(Industry) Activity – CASL

- **MPACT (Neutronics)**

- Using whole-core pin-resolved neutron transport calculation
- Cross section data are obtained directly from a 51 energy group cross section library

- **CTF (Thermal-Hydraulics)**

- Using two-fluid, three field modeling approach
- **CTF is coupled to MPACT to provide accurate local fuel temp., density and void distributions**

- **BISON (Fuel Performance)**

- FEM based fuel performance code applicable to LWR fuels, TRISO, Metallic rod and Plate fuel
- **BISON is one-way coupled to MPACT (volumetric heat source of fuel) and CTF (Bulk fluid conditions)**

- **MAMBA(Chemistry)**

- To simulate the time-dependent 3D crud growth and accompanying boron precipitation
- **MAMBA is coupled to CTF** (Surface HF, Bulk fluid conditions)
- MAMBA provides feedback to CTF (conductivity changes due to the crud) and MPCT (localized boron deposition)

Founding Partners

Oak Ridge National Laboratory
Idaho National Laboratory
Los Alamos National Laboratory
Sandia National Laboratory
University of Michigan
North Carolina State University
Massachusetts Institute of Technology
Electric Power Research Institute
Tennessee Valley Authority
Westinghouse Electric Company

Contributing Partners

Ansys, Inc.
Arizona Public Service
ASCOMP AG
Battelle
Babcock & Wilcox
BWXT Technologies, Inc.
City College of New York
Core Physics Inc.
Dassault Systems
Dominion
Duke Energy
Enercon
Exelon Corporation
Florida State University
Framatome
GSE Systems
Global Nuclear Fuel LLC
Imperial College
Johns Hopkins University
Naval Nuclear Laboratory



NuScale Power
Oregon State University
Pacific Northwest National Laboratory
Pennsylvania State University
Purdue University
Rensselaer Polytechnic Institute
Rolls-Royce
Siemens
Southern Company
Studsvik Scandpower
Structural Integrity Associates, Inc.
Texas A&M University
University of California Los Angeles
University of California Santa Barbara
University of Florida
University of Notre Dame
University of Tennessee – Knoxville
University of Tennessee – Chattanooga
University of Texas at Austin
University of Wisconsin

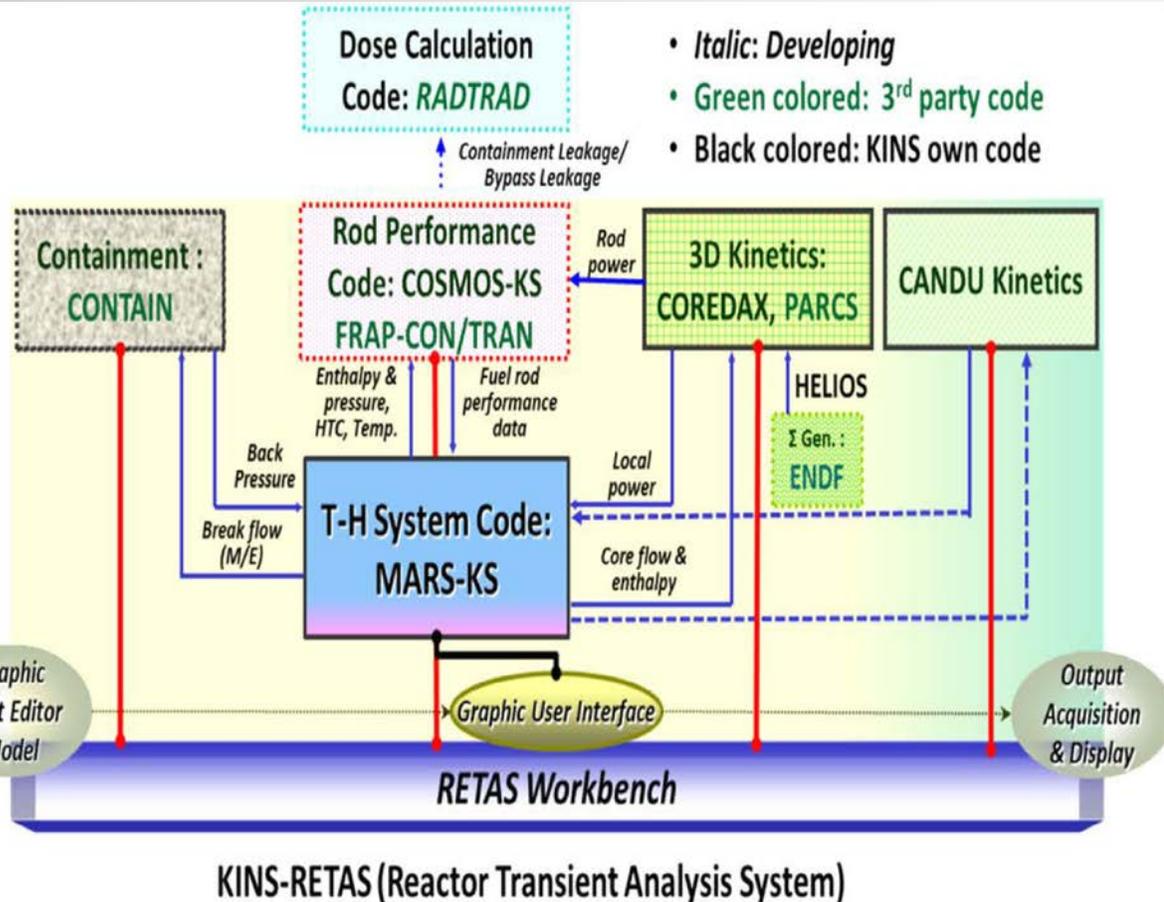
US DOE(Industry) Activity – CASL

- **Applications of VERA under collaboration with US NRC**
 - To demonstrate a full LOCA simulation capability, **BISON was coupled to the US NRC TRACE code (under CRAB environment)**
 - The demonstration of BISON for ATF by US NRC request
 - **Whole-core pin-by-pin calculations for FAST coupled** through VERA have been demonstrated with the interface and visualization tool, VERA-View
 - US NRC has expressed **a strong interest for CTF**
 - For full system modeling beyond the core, **coupling of VERA to TRACE has been performed at a preliminary level**
 - NQA-1 COMPLIANCE to eliminate a primary barrier for adoption of VERA by the nuclear industry as well as the NRC.

KINS RETAS Activity

- MARS-KS 코드의 KINS 이관('07.2)에 따라 KINS는 MARS-KS 코드 중심의 사고해석 검증체계를 구축하는 연구과제(임무)를 수행
- **“기술자립형 사고 해석 규제검증체계 개발:사고해석 규제검증체계 개발 및 활용”('07.3~'10.2)**
 - 규제검증용으로서 MARS-KS 코드의 성능 평가와 품질 제고
 - **MARS-KS 코드 중심의 규제검증체계 구축**
 - MARS-KS 코드 사용자 확보를 통한 코드 전파
- 연구과제 수행 결과
 - **규제검증코드 품질보증 지침서 및 절차서 개발**
 - **규제검증코드 유지보수를 위한 형상관리 시스템 개발**
 - MARS-KS 코드 평가 시험 매트릭스 개발 및 코드 Validation/Verification
 - 국내 PWR 원전 입력자료 개발
 - **NuSTEP 코드 사용자 그룹 결성**
 - **RETAS (REactor Transient Analysis System) 구축**

KINS RETAS Activity



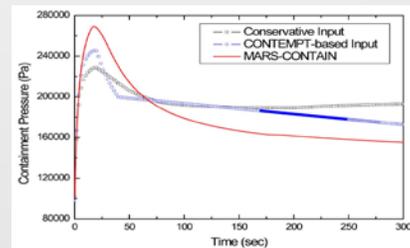
- 설계기준사고, 예상운전과도, 다중고장, 저출력/정지사건 등에 적용(노심용융제외)
- PWR 및 CANDU에 적용(GCR, SFR, SMART 포함을 목표)
- 국내 개발코드를 적극 활용하여 기술자립을 달성하고자 하는 전략 [TRACE or MARS-KS(RELAP5)]
- RETAS workbench를 이용한 입출력 및 연계계산 컨트롤
 - US NRC SNAP과 유사
- 여러 분야의 규제검증 코드를 통합하여 규제검증 코드체계를 구축하고자 하는 최초 시도
- 주로 국내 개발코드 개선 및 코드 간 연계 계산 체계 도출에 주력

KINS RETAS Activity

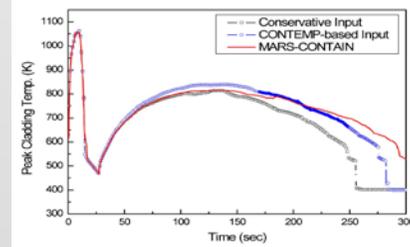
- RETAS 체계에 포함된(고려된) 코드
 - MARS-KS (System TH)
 - COSMOS-KS (Fuel-Steady State)
 - FRAPCON (Fuel-Steady State)
 - FRAPTRAN (Fuel-Transient)
 - CONTAIN (Containment Building)
 - COREDAX (Neutronics)
 - ✓ HELIOS
 - PARCS (Neutronics)
 - SCAN (CANDU, Neutronics)
 - RADTRAD (Dose Calculation)
 - RETAS Workbench (I/O, Code Coupling, GUI)

• RETAS 체계활용 (예시 연계계산 수행)

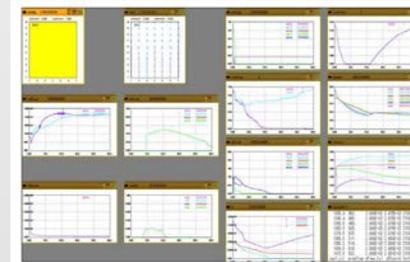
- MARS-KS/CONTAIN 코드 연계 LBLOCA 해석
- MARS-KS/COREDAX 코드 연계 MSLB 해석
- RELAP5/FRAPCON 코드 연계 LBLOCA 해석



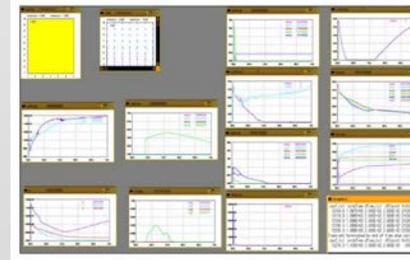
MARS-KS/CONTAIN 연계 계산: LBLOCA 계산에 사용된 격납건물의 압력



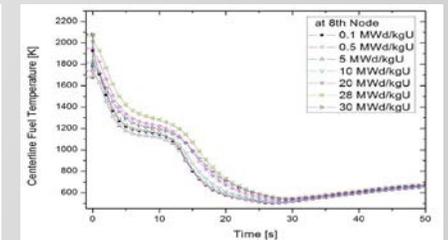
MARS-KS/CONTAIN 연계 계산: 최대피복재온도(PCT)



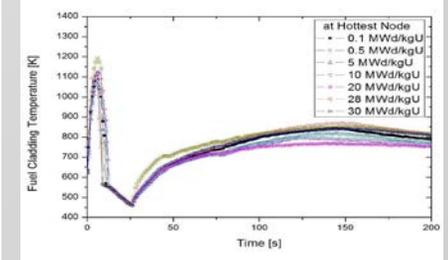
APR1400 MSLB MARS 코드 해석



APR1400 MSLB MARS/COREDAX 코드 해석



<그림 2.3-21> 8번째 노드에서의 연료 중심선온도



RELAP5/FRAPCON 연계계산: 연소도열 피복재온도

KINS RETAS Activity

• 과도 및 사고해석에서의 RETAS 체계 활용 (1 of 2)

Chapter		Safety Criteria	Remarks
6.3.3	ECCS Performance Evaluation (LOCA)	Peak Clad Temperature (<1204 C)	Coupled w/CONTAIN-COSMOS; Coupled FRAPTRAN w/MARS-KS
		Max. Clad Oxidation (<17%)	COSMOS; Coupled FRAPTRAN w/MARS-KS
		Max. Hydrogen Generation (<1%)	
		Coolable Geometry	
		Long-Term Cooling	
15.1.1	Decrease in Feedwater Temperature	DNBR < 1.3	Subchan. Code & DNB Correl.
		RCS P < 2750 psia	
		SG P < 1397 psia	
15.1.5	Steam System Piping Failure	Dose criteria at EAB	Subchan. Code & DNB Correl.; Core Wide Power Dist. & Source Term Cal.
		Return to Power (3D effect)	Coupled w/COREDAX
		Fraction of DNB Fuels	Subchan. Code & DNB Correl.; Core Wide Power Dist.
15.2.1	Loss of external Load	DNBR < 1.3	Subchan. Code & DNB Correl.
		RCS P < 2750 psia	RPCS model
		SG P < 1397 psia	SBCS model
15.2.8	Feedwater System Pipe Breaks	Dose criteria at EAB	Subchan. Code & DNB Correl.; Core Wide Power Dist. & Source Term Cal.
		Fraction of DNB Fuels	Subchan. Code & DNB Correl.; Core Wide Power Dist.
		RCS P < 2750 psia	
15.3.1	Total loss of reactor coolant flow	DNBR < 1.3	Subchan. Code & DNB Correl.
		RCS P < 2750 psia	
		SG P < 1397 psia	
15.3.3	Single reactor coolant pump rotor seizure with loss-of-offsite power	Dose criteria at EAB	Source Term Cal.
		Fraction of DNB Fuels	DNB Correl.; Core Wide Power Dist.
		RCS P < 2750 psia	
15.3.4	Reactor coolant pump shaft break with loss of offsite power	Dose criteria at EAB	Source Term Cal.
		Fraction of DNB Fuels	DNB Correl.; Core Wide Power Dist.
		RCS P < 2750 psia	
15.4.1	Uncontrolled CEA Withdrawal from subcritical or low power	DNBR < 1.3	Subchan. Code & DNB Correl.; Coupled w/COREDAX
		PLHGR < 21 kW/ft	
		RCS P < 2750 psia	
15.4.2	Uncontrolled CEA Withdrawal at power	DNBR < 1.3	Subchan. Code & DNB Correl.; Coupled w/COREDAX
		PLHGR < 21 kW/ft	
		RCS P < 2750 psia	
		SG P < 1397 psia	

KINS RETAS Activity

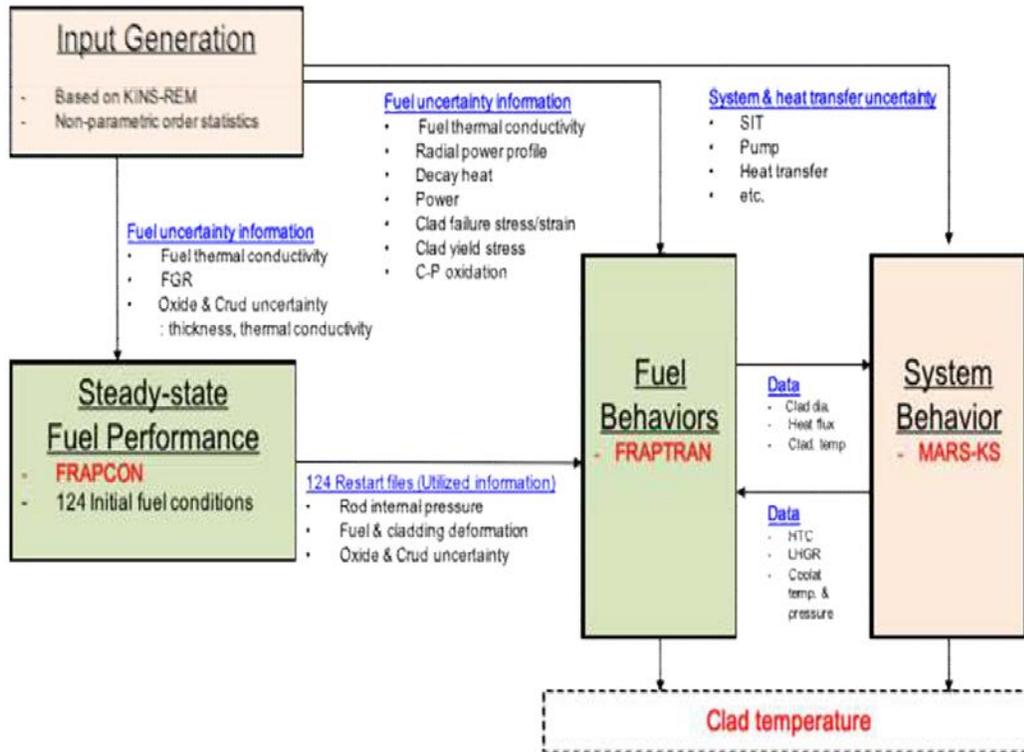
• 과도 및 사고해석에서의 RETAS 체계 활용 (2 of 2)

Chapter		Safety Criteria	Remarks
15.4.3	Single CEA Drop	DNBR < 1.3	Subchan. Code & DNB Correl.; Coupled w/COREDAX
		PLHGR < 21 kW/ft	
		RCS P < 2750 psia	
		SG P < 1397 psia	
15.4.7	Inadvertent loading of FA into improper position	DNBR < 1.3	Subchan. Code & DNB Correl.; Coupled w/COREDAX
15.4.8	CEA Ejection	Fuel enthalpy < 230 Cal/g Fuel melting	Subchan. Code & DNB Correl.; Coupled w/COREDAX; COSMOS
		Dose criteria at EAB	Source Term Cal.
		Fraction of DNB Fuels	DNB Correl.; Core Wide Power Dist.
		RCS P < 2750 psia	
15.6.1	Inadvertent opening of PZR safety/relief valve	DNBR < 1.3	Subchan. Code & DNB Correl.
		PLHGR < 21 kW/ft	
15.6.2	Double ended break of letdown line outside Containment	Dose criteria at EAB	Source Term Cal.
		DNBR < 1.3	Subchan. Code & DNB Correl.
		RCS P < 2750 psia	
		SG P < 1397 psia	
15.6.3	SGTR	Dose criteria at EAB	Subchan. Code & DNB Correl.
		RCS P < 2750 psia SG P < 1397 psia	
15.6.5	LOCA	Dose criteria at EAB	Source Term Cal.
		Others (See 6.3.3)	
Beyond DBA	ATWS	ASME Service Level C pressure Criteria	
		DNB Criteria	Subchan. Code & DNB Correl.
		Dose criteria at EAB	Source Term Cal.
Beyond DBA	Station Blackout	T/H criteria such as core uncover, subcooled margin, etc.	PSA sequence
Beyond DBA	TLOFW	T/H criteria such as core uncover, subcooled margin, etc.	PSA sequence

KINS Code Coupling Activity-Development

- 핵연료의 고연소도 장주기 운전 경향에 따라 지르코늄 피복재를 사용하는 핵연료에 대한 취화기구가 새롭게 발견되었으며 이 연구 결과를 반영한 핵연료 안전기준의 개정이 진행
- US NRC는 냉각재상실사고(LOCA) 시 노심냉각성능의 유지를 위해 비상노심냉각계통에 대한 허용기준 개정안(10CFR50.46c, '14)을 제시하고 아울러 반응도사고(RIA)에 대해서도 핵연료 파손기준과 노심냉각성능을 보장하기 위하여 안전기준의 변경을 준비함 ('15)
- 국내에서는 반응도사고에 대해서 운전여유도 등의 확보를 위해 기존의 보수적 해석방법론을 대체하는 새로운 해석방법론을 개발('15)
- **“신규설비 및 신안전기준의 안전성평가기술 개발”('13.7~'16.4)**
 - 비상노심냉각계통의 허용기준 개정과 관련된 US NRC 안(10CFR50.46c) 국내원전 적용성 평가
 - 인허가 연소도를 포괄하는 범위에서 핵연료 관련 주요 불확실도 변수 선정과 관련된 전산코드 연계계산 체계 수립을 통한 LOCA 검증계산 방법론 개발
 - 반응도사고 허용기준 개정과 관련하여 US NRC 안에 대한 확인 및 분석
 - 핵설계 코드와 핵연료 코드의 연계 계산을 통한 최적계산을 기반으로 하는 전노심 RIA 검증계산 방법론 개발
- 연구과제 수행 결과
 - LOCA 해석에 영향을 미칠 수 있는 핵연료관련 불확실도 변수 선정 및 해당 불확실도 변수가 핵연료 저장에너지와 PCT에 미치는 영향을 평가
 - LOCA 해석시 연소도 변경에 따른 핵연료관련 불확실도 변수의 영향을 반영하기 위한 FRAPCON/FRAPTRAN/MARS-KS 연계 단방향 검증계산 체계개발
 - LOCA 해석의 정밀도를 향상 시키기 위한 FRAPTRAN/MARS-KS 양방향 검증계산 (FAMILY) 체계 개발
 - ✓ “안전계통에 대한 평가 방법론 및 규제기술 개발” ('13.7~'16.4)
 - RIA 사고해석을 위해 SCALE/PARCS 코드를 이용한 봉단위 출력 생산 방법론 수립
 - RIA 해석을 위한 핵설계 코드(SCALE/PARCS)와 핵연료 코드(FRAPCON/FRAPTRAN)을 연계한 검증계산 체계 개발

KINS Code Coupling Activity-Development

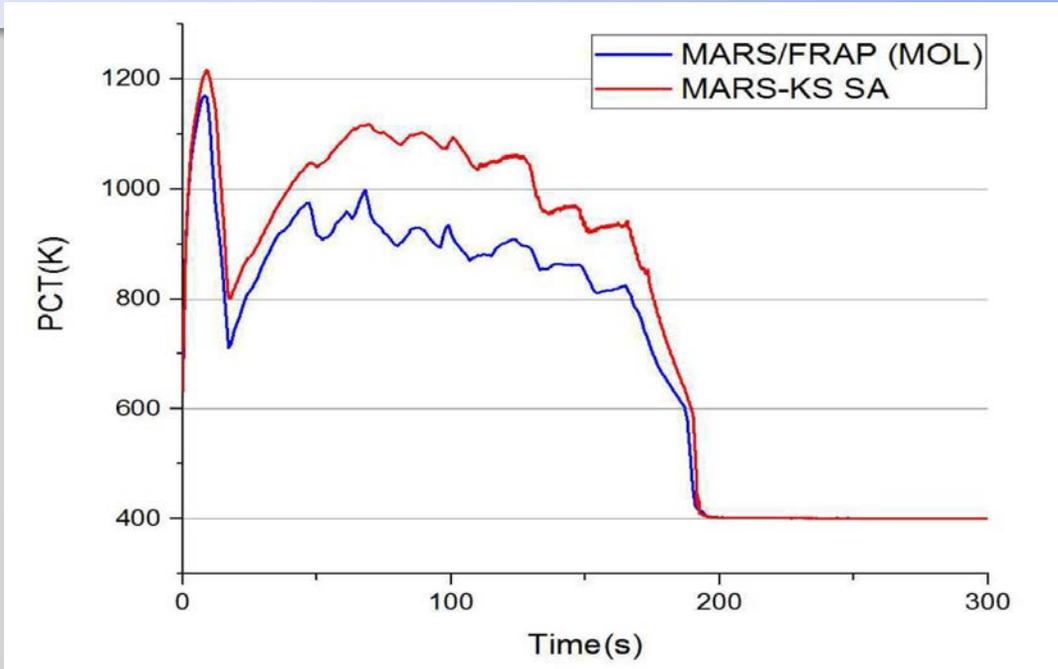


FRAPTRAN과 MARS-KS의 양방향 연계계산 방법 및 냉각제상설사고 검증계산 방법론(K-REM) 수정을 위한 불확실도 변수 흐름도

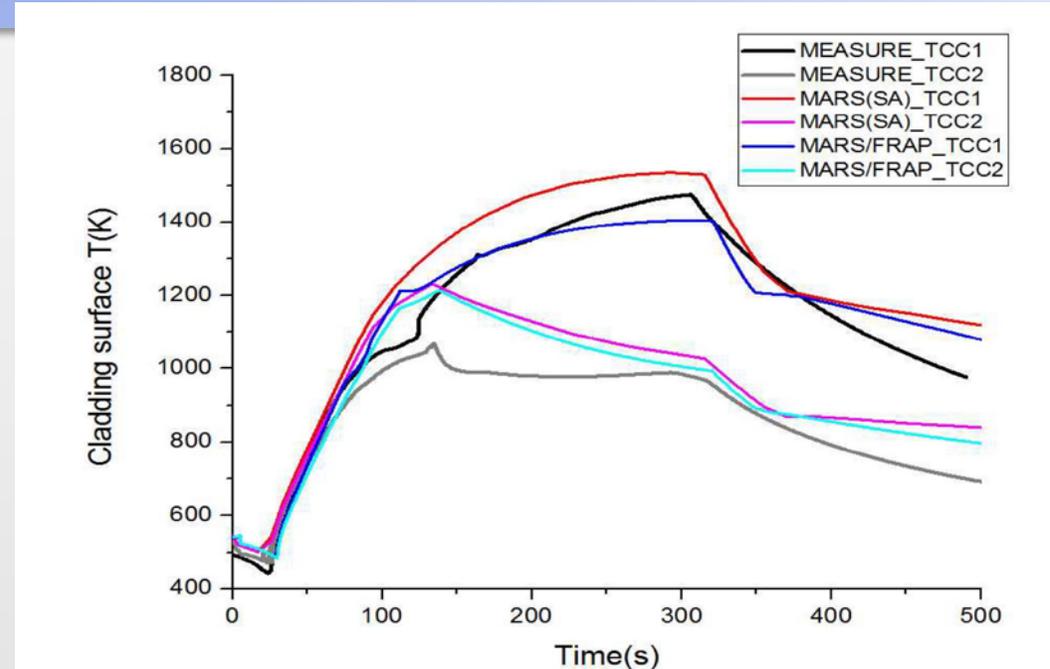
• FAMILY : Fraptran And MARS-ks Integrated for safety analysis

- 사고 시 핵연료 PCT에 큰 영향을 미치는 간극 열전도도 등을 정확히 모사하기 위해서는 핵연료의 열/기계적 연동이 가능한 상세 모델링 및 연소도에 따른 핵연료 물성 반영도 필요함
- 계통 열수력해석코드로 계산된 결과만을 핵연료 해석의 경계조건으로 반영하는 단방향(One-way) 해석 방식은 핵연료의 거동이 실시간으로 열수력 계산에 반영되지 못하는 한계를 지님
- 이러한 문제점을 극복하고자 **단방향(One-way) 방식의 연계가 아닌 Source level 수정을 통한 양방향(Two-way) 연계 방식을 채택하는 통합코드의 개발이 수행됨 [다중물리(Multi-physics) 방식을 구현]**
- MARS-KS 1.4 + FRAPTRAN 2.0(S-FRAPTRAN)를 통합
- **S-FRAPTRAN이 MARS-KS의 핵연료 해석 모듈로 사용됨**

KINS Code Coupling Activity-Development

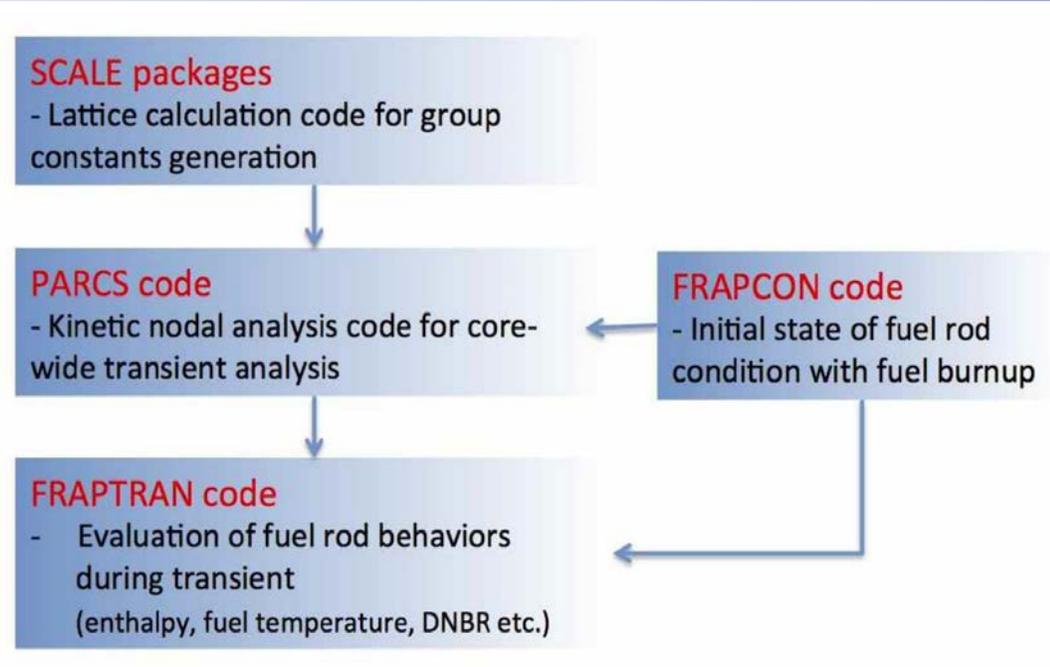


- APR1400 with PLUS7
- LB LOCA-double ended guillotine break at cold leg
- Burn-up 30 MWd/kgU
- MARS-KS StandAlone vs FAMILY
- **Difference between two codes occurs by heat flux and gap conductance changes due to cladding deformation**

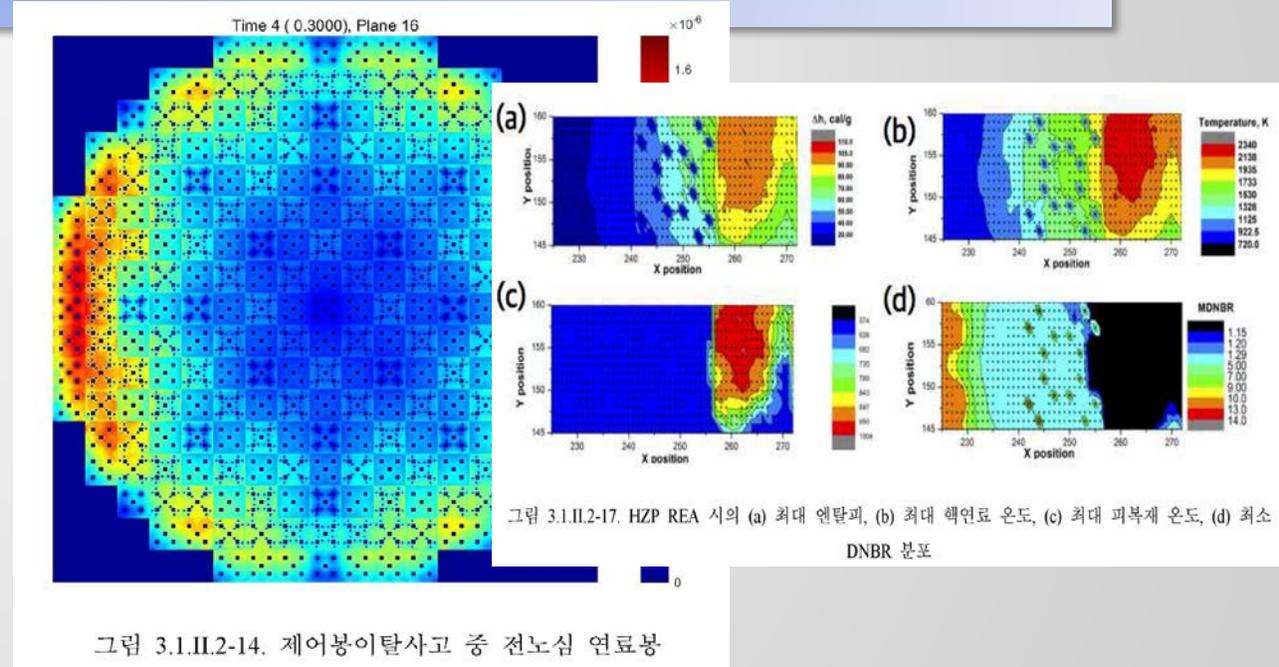


- Halden IFA650.2
- LOCA experiment with fresh fuel
- MARS-KS StandAlone vs FAMILY
- **Lower temperature calculated by FAMILY is due to increase in surface area and decrease in heat flux by deformation introduced**

KINS Code Coupling Activity-Development



- SCALE 코드 패키지를 사용하여 2군 균정수 및 집합체 내의 출력분포 생산
- 생산한 균정수 및 출력분포를 PARCS 코드에 입력하고 노심 전체를 3D 모델링하여 연료봉의 과도 3차원 출력분포를 생산
- 사고 전 연소에 의한 연료봉 초기 특성(간극전도도 등)은 FRAPCON 코드 결과 활용
- PARCS 코드로 생산한 전노심 과도 연료봉 출력분포와 FRAPCON에서 생산한 연료봉 초기 조건(연소조건 반영)을 FRAPTRAN에 적용
- FRAPTRAN으로 과도 기간 중 엔탈피, 핵연료 온도, 피복재 온도, DNBR 등을 계산

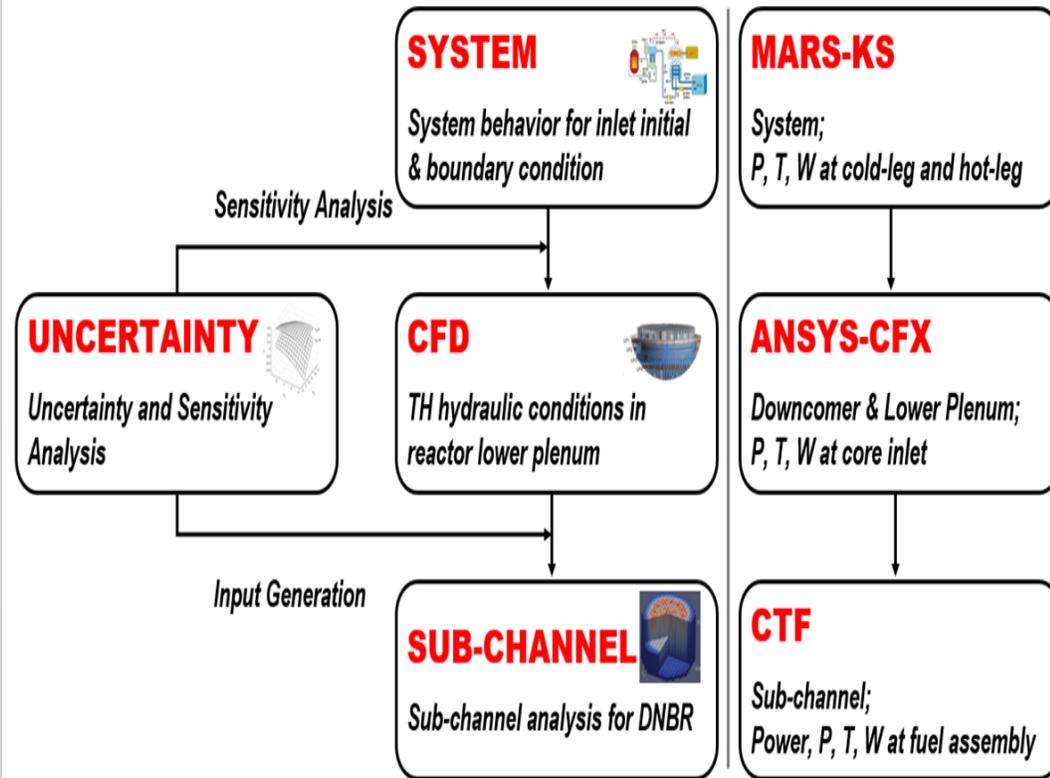


- APR 1400 초기노심에 대해 HZP REA(Rod Ejection Accident) 예시해석
- REA 발생 시 핵연료의 엔탈피, 핵연료 온도, 피복재 온도, DNBR 분포를 계산
- LOCA 민감도 변수를 포함한 45개 변수에 대한 민감도 분석 수행
- 양방향 코드연계는 아니지만 다중물리(Multi-physics) 해석의 사례에 해당

KINS Code Coupling Activity-Development

- 노심 비대칭 사고는 비냉각재상실사고(MSLB, MFLB, Locked Rotor 등)에 의해서 노심의 유량, 온도, 압력 및 반응도 변화에 따른 출력의 비대칭 등이 발생하는 사고를 일컬으며 열적 여유도(DNBR) 저하로 연료손상 가능성이 존재함
- 따라서 노심 비대칭 특성을 적절히 반영하여 사고해석을 수행할 수 있는 비냉각재상실사고 해석체계의 개발이 필요함.
- **“설계기준사고 노심냉각성능 규제검증방법론 및 기준 개발”(‘18.3~’22.12)**
 - 노심 비대칭 사고 현황분석
 - 연소이력을 반영한 노심 비대칭 사고 입력 및 평가방법론 개발
 - 계통, 3D 유동해석 및 부수로 해석을 통한 열적 여유도 평가
 - 노심 비대칭 사고에 대한 규제입장 수립
- 연구과제 수행 결과
 - 노심 비대칭 사고(eg. Locked Rotor; 유량 비대칭)에 대한 열적 여유도 평가 방법론 개발
 - Locked Rotor 사고에 의해 발행하는 노심유량 비대칭성에 포함된 불확실도를 열적 여유도 평가에 반영
 - 노심 내부 비대칭 유량 분포를 정확히 모사하기 위하여 **3차원 CFD 기술을 활용 (Porous media로 모사)**
 - **CFX/MARS-KS/CTF를 연계하는 다중스케일 (Multi-Scale) 검증계산 체계 시연**

KINS Code Coupling Activity-Development

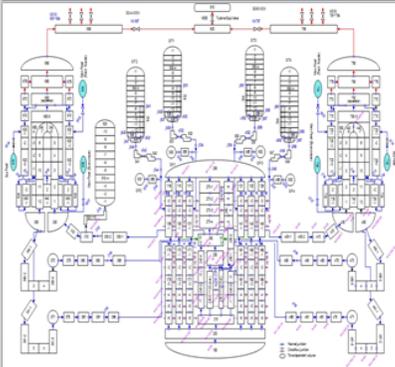


- MARS-KS: System Thermal-Hydraulic code
 - Locked 사고 해석을 계통 수준에서 수행하여 3D 노심해석을 위한 열수력 경계조건을 제공
- ANSYS-CFX: CFD code
 - MARS-KS 계산 결과를 경계조건으로 하여 노심영역을 3차원으로 해석 (노심입구영역의 계산결과를 다음 단계에서 활용)
- **CTF: Sub-channel analysis code (Using sub-channel formulation; Rebranded from COBRA-TF by NCSU)**
 - Sub-channel 해석을 통한 열적 여유도(DNBR) 값을 계산
 - CFD 해석결과(유량)에 불확도를 반영하여 sub-channel 해석을 수행

KINS Code Coupling Activity-Development

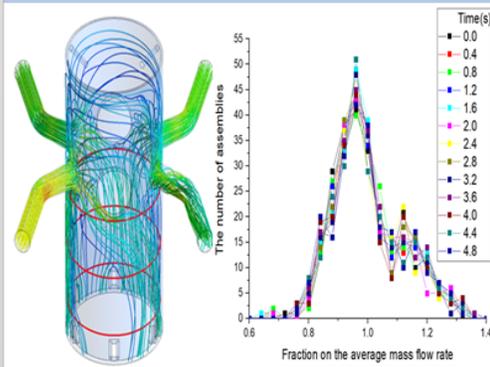
MARS-KS

- Solve Locked Rotor Accident
- Identify a point when mDNBR occurs (2 sec)
- Provide boundary conditions for CFD analysis (up to 5 sec)



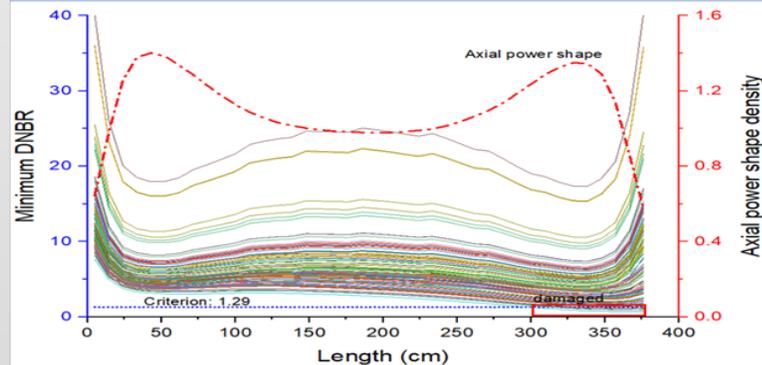
ANSYS-CFX

- Solve core region (including downcomer, lower plenum areas) up to 5 sec with BCs given by MARS-KS code calculation
- Resolve all assemblies (241) inlet flow distribution
- Figure out the normalized range of Core Inlet Flow (CIF) ($0.699 \leq \text{CIF} \leq 1.325$ @ 2 sec)



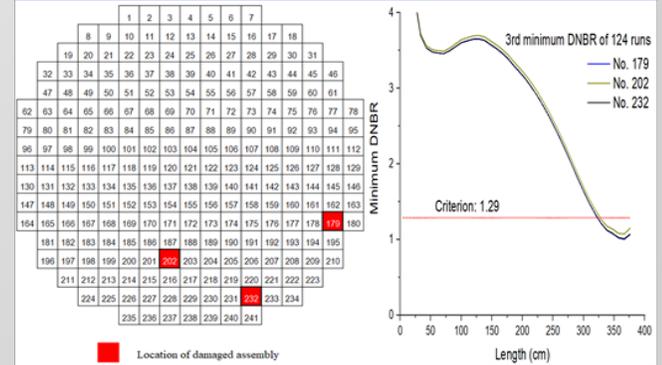
CTF (I)

- Select two uncertainty variables:
 - ① CIF (Normal distribution-from CFD)
 - ② Core Power (CP) (Uni. distribution - FSAR)
- Assume no interaction among fuel assemblies (for manageable calculation)
- Solve only one fuel assembly (16x16; PLUS7) with 124 inputs sampled over CIF and CP 124 times (One-side Wilks' formula)
- Identify the mDNBR at 95% confidence and 95% probability (the 3rd pick) – **6 cases fail**



CTF (II)

- Additional screening CTF runs, 3 fuel assemblies were identified as potential fuel assemblies to be damaged (#179, #202, #232)
- Application Wilks' formula (124 run) to each 3 potential fuel assemblies confirmed fuel damage
- Final fuel damage fraction was calculated as **1.24% (vs. 7% in FSAR)**

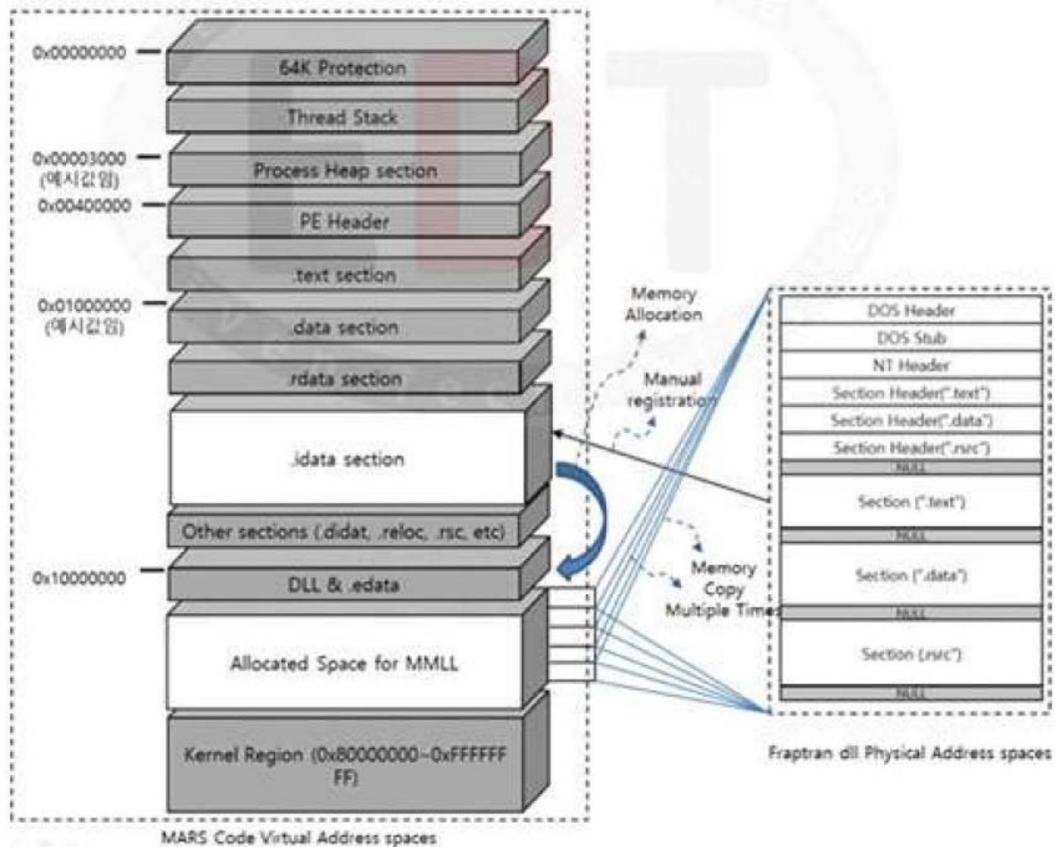


Energies 2021, 14, 1504. <https://doi.org/10.3390/en14051504>

KINS Code Coupling Activity-Enhancement, Verification/Validation

- 비상노심냉각계통 및 반응도사고에 대한 허용기준 강화에 대응하여 계통열수력과 핵연료 거동해석을 양방향으로 연계 계산할 수 있는 핵연료/열수력 통합전산코드 (FAMILY)의 개발에 따라 **FAMILY 코드 예측 성능에 대한 확인/검증(Verification/Validation) 필요**
- 아울러 비상노심냉각계통 허용기준 개정(안)에서 요구하는 특수모델 등(핵연료재배치, 크러드 열저항, 피복재 변형을 고려한 열전달 모델, 전노심 분석을 위한 **다중 연료봉 해석 기능 등**)을 FAMILY 코드에 추가로 반영하여 **FAMILY 코드의 성능을 향상시킬 필요성 제기**
- **“핵연료/열수력 통합전산코드 검증 및 핵연료 모델 개발”(‘18.3~’22.12)**
 - 핵연료재배치/분산 및 크러드 열저항 모델 개발 및 검증
 - **다중 연료봉** 및 연료봉 변형을 고려한 열수력 모델 개발 및 적용
 - 통합전산코드 검증 매트릭스 개발 및 검증
- 연구과제 수행 결과
 - 소결체집적률 모델 개발, QT 핵연료재배치 모델 개선, 분산 핵연료 이동성/재임계 조건 평가, 크러드 유효열전달 계수 모델 개발, 피복재 고온 변형모델 개발
 - Halden LOCA 자료활용 통합전산코드 검증, 단일연료봉 대상 통합전산코드 확인, 통합전산코드 및 핵연료모델 개발/검증을 위한 실험 DB 구축
 - 유로변형 반영 MARS-KS 열수력 모델 개선, LOCA 시 피복재 접촉에 의한 핵연료 거동 평가
 - **다중 연료봉 계산을 위한 FRAPTRAN(FRAPTRAN DLL) + MARS-KS 통합전산코드 버전 개발**

KINS Code Coupling Activity-Enhancement, Verification/Validation



- 기존의 FAMILY 코드는 FRAPTRAN과 MARS-KS를 Source 수준에서 통합하여 하나의 실행파일을 생성함
- 이러한 방식은 1개의 연료봉에 대한 성능 분석만 가능(FRAPTRAN은 단일 연료봉 해석용)
- FRAPTRAN 변수에 대한 변경을 최대한 회피하고 다중연료봉 해석능력을 보완하기 위해 MMLL 방식을 적용
 - MMLL: 수동메모리-로딩라이브리화 방식
- FRAPTRAN을 동적라이브리 형태를 변경하고 MARS-KS에서 이를 호출하는 형태로 FAMILY 코드에 다중 연료봉 해석능력을 부여

KINS Code Coupling Activity-Current and Future

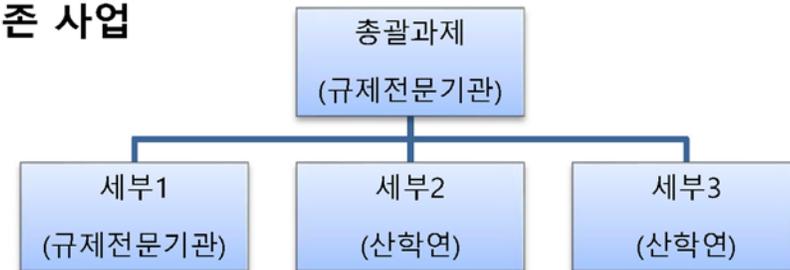
• 안전규제 검증기술 고도화 사업

- '21년도 원자력안전위원회 소관 R&D 사업 신규과제 사업 공고 ('21.1.27)
- 원자력 안전규제 검증기술 고도화 등 3개 신규 세부사업 개시
- 현재 진행 중인 원자력안전연구개발은 일몰 예정('22.12)

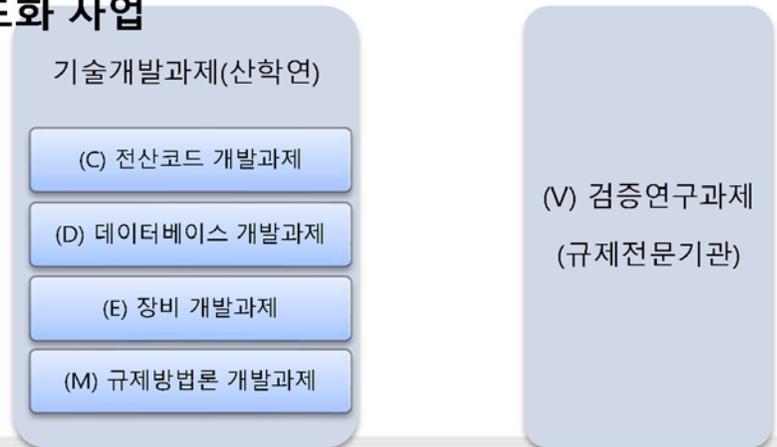
• 원자력 안전규제 검증기술 고도화 세부사업을 통하여 20개 핵심기술이 도출

- **핵심기술 1-2 : “안전성 강화 및 신형핵연료 규제검증을 위한 통합안전해석체계 개발”**
- 총6년 수행
- '21~'23 (1단계); '24~'26 (2단계)
- 수평적 협력구조로 과제수행 방식이 변경

기존 사업



고도화 사업

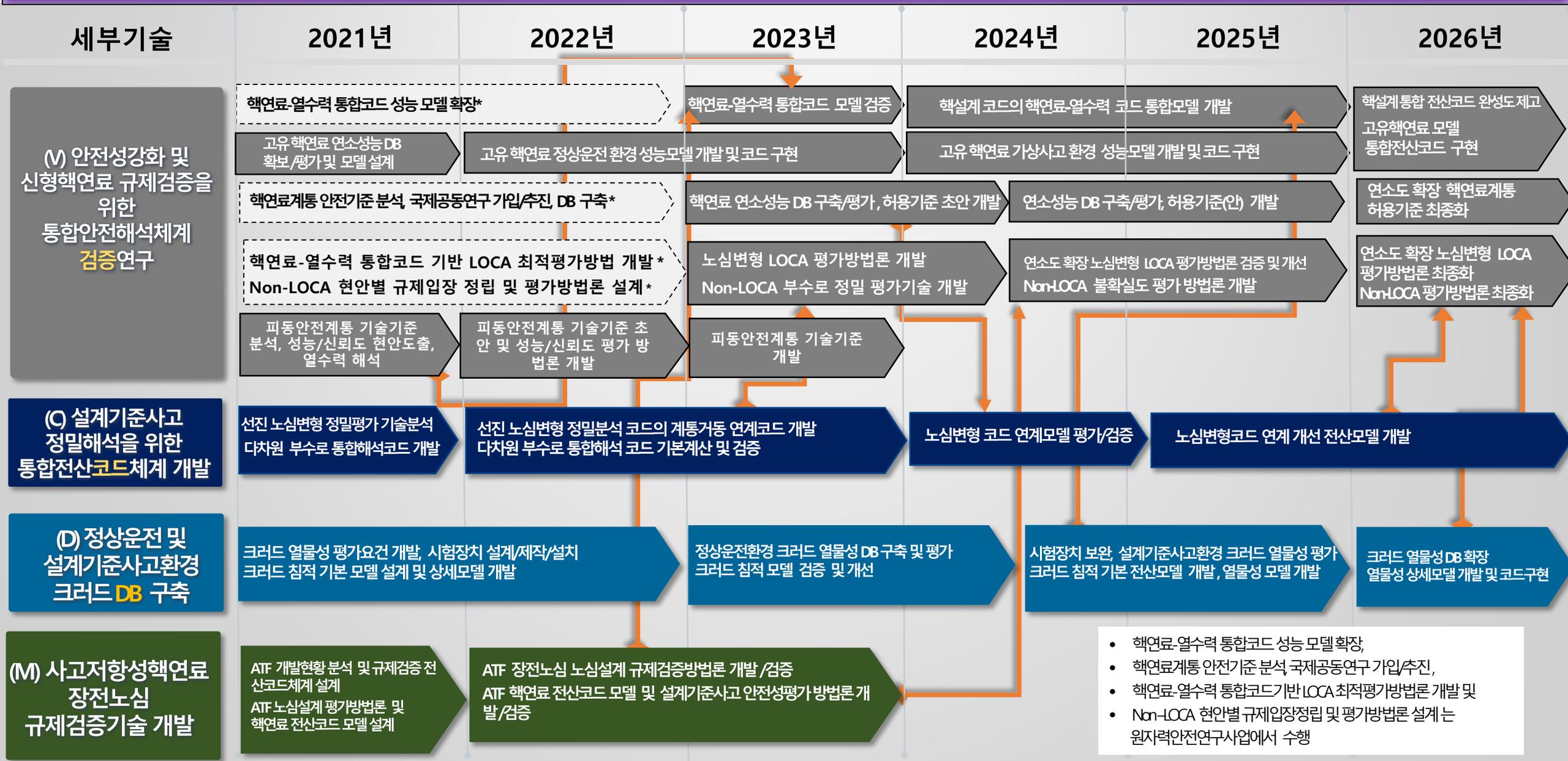


KINS Code Coupling Activity-Current and Future

핵심기술 1-2의 도출 배경

- 운영 원전의 안전여유도 향상을 위해 HANA 피복재 소재를 사용한 고유핵연료 장전노심 인허가 신청 예정 ('24, 연소도 연장 포함 60→62 MWd/kgU)
- 가상사고 시 노심 안전성 향상을 위한 사고저항성핵연료 (ATF)가 개발 중 ('23, 시범연료봉 장전 예정)
- 피동안전계통을 대폭 강화한 신형로에 대한 설계인증심사 개시 ('21, SMART100)
- 최근 도출된 고연소도 연료에 대한 안전기준 강화 방안과 연계하여 가동중 원전 전호기에 대한 변경 인허가 신청 등에 선재 대응
 - 위원회 고시 제2017-23호 비상노심냉각계통 설치에 관한 허용기준 개정(안) 마련 ('20)
 - 특정기술주제보고서 신청 예정 ('22)
 - 경수로형 전원전 운영변경허가 신청 예정 ('25)
- **☞ 신형핵연료(HANA, ATF) 및 피동안전계통 도입과 설계기준사고 안전성 강화에 대응한 통합안전해석 규제검증체계 개발이 필요**

(핵심기술 1-2) 안전성 강화 및 신형핵연료 규제검증을 위한 통합안전해석체계 개발



- 핵연료-열수력 통합코드 성능 모델 확장,
- 핵연료계통 안전기준 분석, 국제공동연구 가입/추진,
- 핵연료-열수력 통합코드 기반 LOCA 최적평가방법론 개발 및
- Non-LOCA 현안별 규제입장 정립 및 평가방법론 설계는 원자력안전연구사업에서 수행

KINS Code Coupling Activity-Current and Future

KINS 중장기 연구 목표

- 기존 수행 중인 원자력안전연구개발 사업의 결과물 및 연계기술과제 성과와 연동한 연구 목표 설정
- 1단계('21~'23)
 - 통합전산코드¹ 개선 및 고유핵연료² 성능평가 기본모델 개발 (HANA 핵연료)
 - 핵연료성능 DB 구축 및 연소성능 평가 (고연소도 핵연료 도입)
 - 노심변형 환경 설계기준사고 평가방법론 개발 (설계기준사고에 관한 안전기준강화)
 - 피동안전계통 성능/신뢰도 평가방법론 및 기술기준 개발 (피동안전계통 확대적용)
- 2단계('24~'26)
 - FAMILY 해석체계 확장 및 HANA 핵연료 안전해석코드 개발 (HANA 핵연료)
 - 종합 핵연료성능 DB 구축 및 핵연료계통 허용기준 개발 (고연소도 핵연료 도입)
 - 연소도 확장 및 노심변형 통합 설계기준사고 규제검증방법론 개발 (고연소도 핵연료 도입+설계 기준사고에 관한 안전기준 강화)
- 주1. 통합전산코드 = FAMILY (FRAPTRAN And MARS-KS Integrated for Safety AnaLYsis) 코드
- 주2. 고유핵연료 = HANA 핵연료

KINS Code Coupling Activity-Current and Future

1단계 ('21-23): 통합전산코드 개선 및 고유핵연료 성능평가 기본모델 개발

- FAMILY 코드 적용 HANA 핵연료 성능모델 설계/개발
 - HANA 핵연료 시험 DB 확보 및 분석 ('21)
 - FRAPCON 코드 개선을 위한 모델 선정 및 성능모델 설계/개발 ('21-22; HANA 핵연료)
- FAMILY 코드 확장 성능모델 검증 및 HANA 핵연료 정상운전환경 성능모델 검증
 - **ATF 성능해석 모델 FAMILY 코드 이식 및 평가('23)** → [연계과제 (M): ATF]
 - FRAPCON 코드 개선 완료 ('23, HANA 핵연료)
 - 핵연료 재배치, 분산모델 등에 대한 추가 검증 ('23, FAMILY 코드)

KINS Code Coupling Activity-Current and Future

연계과제 (M): 사고저항성핵연료(ATF) 장전노심 규제검증기술 개발

- 과제수행: (주)미래와도전 및 서울대학교
- 1단계 ('21-23) 연구내용
 - ATF 개발현황 분석 및 규제검증 전산코드 체계에 미치는 영향 분석
 - ATF 노심설계 규제검증 체계 구축
 - ATF 핵연료설계 규제검증 체계 구축 **☞ ATF 성능해석 모델 FAMILY 코드 이식 및 평가**
 - ATF 사고해석 규제검증 체계 구축

KINS Code Coupling Activity-Current and Future

1단계 ('21-23): 노심변형 환경 설계기준 사고 평가방법론 개발

- 노심변형 LOCA 평가방법론 개발
 - LOCA 사고 시의 노심변형³에 관한 자료 및 관련 해석코드 확보를 위해 PERFROI 프로그램 가입 추진 ('21-22)
 - ✓ IRSN DRACCAR Platform 도입으로 대체 추진('22.10)
 - 노심변형³ 상세 평가기술 확보 및 검토 ('23) ☞ [연계과제 (C): DBA 정밀해석-노심변형]
 - 노심변형 고려한 LOCA 해석 및 모델 타당성 검증 ('23) ☞ [연계과제 (C): DBA 정밀해석-노심변형]
- Non-LOCA (RIA) 부수로 정밀평가기술 개발
 - 부수로 정밀평가 해석코드 (CUPID-RV vs. CTF) 성능 상호 비교 검증 ('23) ☞ [연계과제 (C): DBA 정밀해석-(Non-LOCA)]
 - FAMILY 코드 연계용 부수로 정밀평가 해석코드 선정 ('23)
- 주³. 노심변형=피복재의 변형과 파열에 의한 냉각 유로의 변형

KINS Code Coupling Activity-Current and Future

연계과제 (C): 설계기준사고 정밀해석을 위한 통합전산코드체계 개발

- 과제수행: 한국원자력연구원
- 1단계 ('21-23) 연구내용
 - 부수로 열수력 해석 코드 (CUPID-RV) 검증
 - 규제검증 코드 기반 부수로 스케일 다차원 안전해석 코드 (MARS-KS/CUPID-RV) 개발  **Non-LOCA 부수로 정밀평가기술 개발**
 - 규제검증 코드 기반 부수로 스케일 열수력-핵연료 통합 해석 코드 (MARS-KS/CUPID-RV/SFRAPTRAN) 개발  **노심변형환경 설계기준 사고 [LOCA, Non-LOCA(RIA)] 평가방법론 개발**
- 2단계 ('24-26) 연구내용
 - CUPID-RV 부수로 스케일 LOCA 해석 모델 검증
 - 핵연료 대변형 다차원 해석 코드 개발 (SFRAPTRAN 대체)
 - 규제검증 코드 기반 부수로 스케일 열수력-핵연료 통합 해석 코드 (MARS-KS/CUPID-RV/핵연료 대변형 다차원 해석 코드) 개발  **연소도확장 및 노심변형을 고려한 LOCA 평가방법론 개발**

KINS Code Coupling Activity-Current and Future

2단계 ('24-26) - 주요 세부추진 내용

- FAMILY 코드 확장 (핵설계 규제검증 코드 포함) ('24-26)
- HANA 핵연료 가상사고환경 성능모델 개발⁵ ('24-26; FRAPTRAN 코드 개선)
- CRUD 모델 FAMILY 코드 반영 ('25-26) 📌 [연계과제 (D): CRUD 모델 개발 및 DB 구축]
- 핵연료계통 허용기준 최종(안) 개발 및 종합 핵연료 연소성능 DB 구축('24-26)
- 연소도확장 및 노심변형을 고려한 LOCA 평가방법론 개발('24-26) 📌 [연계과제 (C): DBA 정밀해석-노심 변형]
- Non-LOCAs BEPU 방법론 개발('24-26)
- 주⁵. 핵연료 재배치, 분산 모델 포함

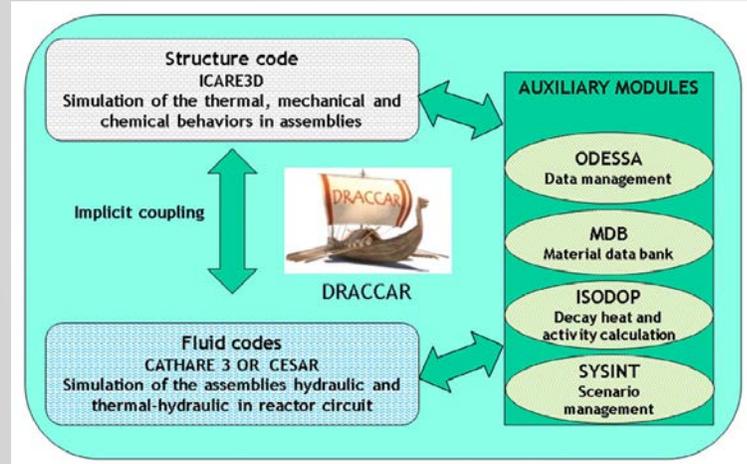
KINS Code Coupling Activity-Current and Future

연계과제 (D): 정상운전 및 설계기준사고환경 CRUD DB 구축

- 과제수행: 울산과학기술원
- 1단계 ('21-23) 연구내용
 - 정상운전환경 CRUD 열물성 실험 장치 구축
 - 정상운전환경 CRUD 침적 모의실험 수행 및 CRUD 침적 모델 수립
 - 정상운전환경 CRUD 유효 열물성 상세 평가 및 DB 구축
- 2단계 ('24-26) 연구내용
 - 설계기준사고환경 CRUD 열물성 실험 장치 구축
 - 설계기준사고환경 CRUD 침적 모의실험 수행 및 CRUD 침적 모델 수립
 - 설계기준사고환경 CRUD 유효 열물성 상세 평가 및 DB 구축
 - 정상운전 및 설계기준사고환경 통합 CRUD 열물성 DB 구축 및 열물성 예측모델 개발  **CRUD 모델 FAMILY 코드 반영**

KINS Code Coupling Activity-Current and Future

IRSN DRACCAR Platform 도입



- 프랑스 IRSN이 냉각재상실사고(LOCA) 시 집합체 단위의 핵연료의 변형을 평가하기 위해 개발한 계산 Platform
- Structure code인 ICARE3D** + Fluid code CATHARE3D or **CESAR** + 보조모듈 (Material, Decay heat calculation etc.)로 구성
- ICARE3D는 해석적인(Analytic Models) 방법으로 LOCA시 핵연료 거동을 모사하며 FRAPTRAN (1.5D code)에 비해 진보된 코드로 평가됨(2.5D)

- 현행 고도화 연구사업의 연구과제 계획에 따르면 연계과제[(C), 설계기준 사고 정밀해석을 위한 통합전산코드체계 개발- KAERI]에서 다음과 같은 해석체계를 개발하고 KINS 과제에 그 결과를 Feedback 하도록 예정되어 있음
 - 규제검증 코드 기반 부수로 스케일 열수력-핵연료 통합 해석 코드(MARS-KS/CUPID-RV/SFRAPTRAN) 개발 (1단계; '21~'23)
 - 규제검증 코드 기반 부수로 스케일 열수력-핵연료 통합 해석 코드(MARS-KS/CUPID-RV/핵연료 대변형 다차원 해석 코드) 개발 (2단계; '24~'26)
- 아울러 KINS (V)과제에서는 아래와 같은 연구를 수행하도록 예정되어 있음
 - 핵연료 재배치, 분산 모델 등에 대한 추가 검증 ('23)
 - 노심변형 상세 평가기술 확보 및 검토('23)
 - 노심변형을 고려한 LOCA 해석 및 모델 타당성 검증 ('23)
 - 가상사고시 핵연료 재배치, 분산 모델 개발-HANA 핵연료('24)
 - 연소도 확장을 고려한 LOCA 해석 및 모델 타당성 검증 ('24) 등
- 따라서 DRACCAR Platform 도입을 통하여 연계과제(C) 연구결과에 대한 Benchmarking 뿐만 아니라 KINS 자체 LOCA 분야 연구과제에 활용예정**

KINS Code Coupling Activity-Current and Future

CUPID-RV 및 CTF 상호 비교 검증 방안

- “설계기준사고 노심냉각성능 규제검증방법론 및 기준 개발”(‘18.3~’22.12)를 통해 과도사고 전노심 DNBR 평가기술 개발 연구를 수행 중 (CTF 활용)
- 연계과제 (C) (설계기준사고 정밀해석을 위한 통합전산코드 체계 개발)에서 Non-LOCA 부수로 정밀평가기술을 개발 중

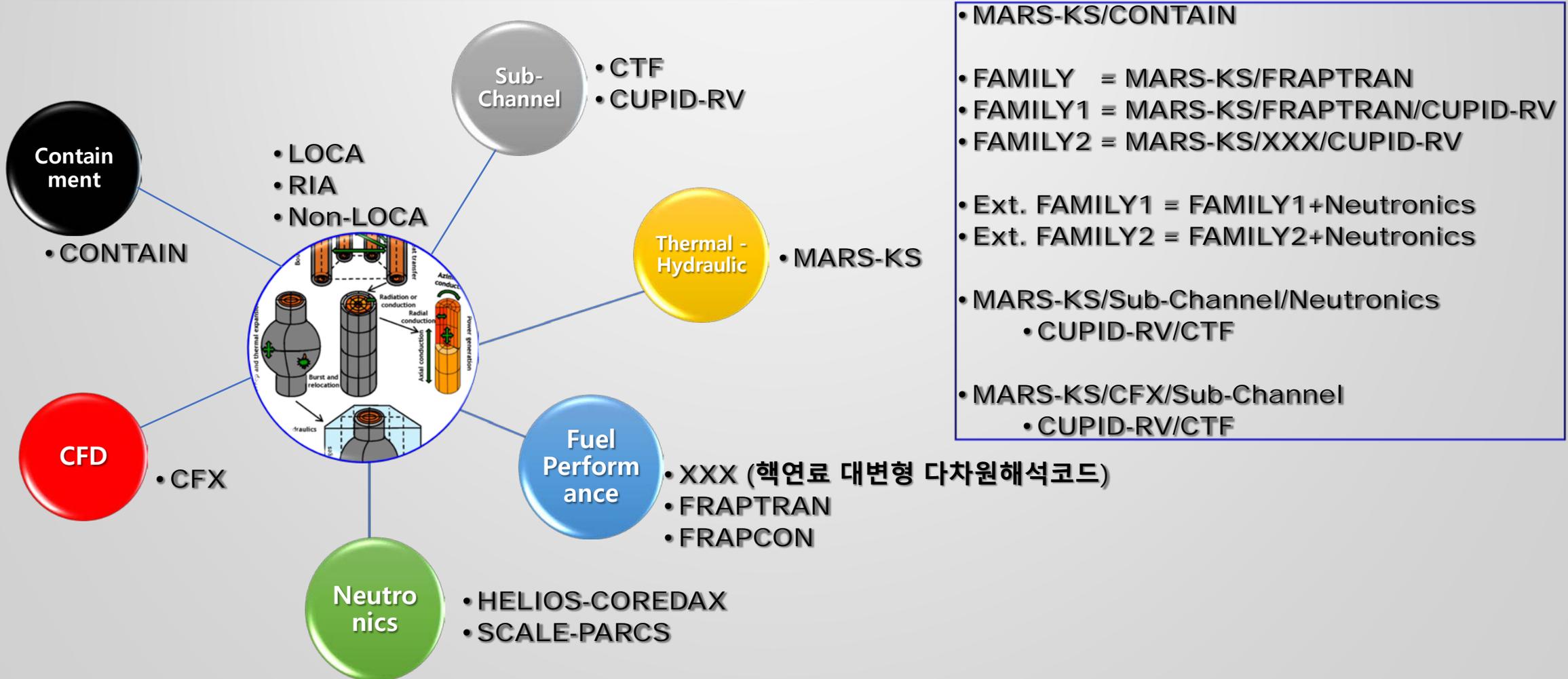
- CUPID-RV 활용
- MARS-KS 기반 부수로 스케일 다차원 안전해석 코드 (MARS-KS/CUPID-RV)를 개발 예정

유동	여 지	실험명	목적	CUPID-RV(3D-2F) ^a	CTF(SCA-2F) ^b	THALES(SCA-1F) ^c	MATRA-S(SCA-1F) ^c
단상	단열	CNEN 4x4	속방향속도(단상유동 난류유동장)	①		①	①
		PNL 7x7	속방향속도(LOCA로 유로막힘 시 단상유동 난류유동장)	②		②	②
		Nikuradse	단열내관속도(단상유동 난류유동장)		①		
		CE 15x15	속방향속도(열합체 밀구의 비균일 유동분포의 영향)	③		③	③
		WH 14x28	속방향속도(1개 실험체 유로 막힘 시 단상유동 난류유동장)	④			④
	발열	PNNL 2x6	속방향속도 및 온도분포(시지격자를 지닌 실험체)	⑤	②		
이상	단열	CU 4x4	질량유속분포(단상유동 난류유동장)			④	
		ZION-1 Assembly	온도분포(단상유동 난류유동장)				⑤
		RPI 2x2	기공률(공기 주입을 통하여 이상유동을 발생시킴)	⑥	③		
		Van der Ros	기공률(공기 주입을 통하여 이상유동을 발생시킴)	⑦			
	Tapucu	기공률(공기 주입을 통하여 이상유동을 발생시킴)	⑧				
	Kumamoto Univ 2x3	기공률(공기 주입을 통하여 이상유동을 발생시킴)		④			
	발열	GE 3x3 - Flow Mixing	속방향속도 및 출구건도(이상유동 난류유동장)	⑨	⑤	⑤	⑥
		CE 5x5	연료봉표면온도(이상유동 난류유동장) 및 출구온도(단상유동 난류유동장)	⑩	⑥		
		PSBT - Void Fraction	온도분포 및 기공률(이상유동 난류유동장)	⑪	⑦		
		Bennett tube	일계열속 발생점 연속성능	⑫	⑧		
ISPRA 4x4		속방향속도 및 출구건도(이상유동 난류유동장)			⑥	⑦	
BFBT 8x8 - Pressure Drop, Void Fraction		기공률 (이상유동 난류유동장) 및 압력강하(단상/이상유동 난류유동장)		⑨		기공률, 이상유동시 해석됨	
FRIGG 36 rod	기공률(이상유동 난류유동장, Marviken BWR)		⑩	⑦			
Halden IFA	핵연료 중심선 온도(이상유동 자연순환유동장, HBWR)		⑪				
Riso - Pressure Drop	Droplet entrainment 실험(이상유동 난류유동장)		⑫				
				⑩/⑩	⑩/⑩	⑦/⑦	⑦.5/⑩

(3D-2F)^a: 3 Dimensional approach with two fluids model
 (SCA-2F)^b: Sub-channel approach with two fluids model
 (SCA-1F)^c: Sub-channel approach with 1 fluid model

- “안전성 강화 및 신형핵연료 규제검증을 위한 통합안전해석체계 검증연구 (V과제)”에서는 CTF와 CUPID-RV를 비교 검토하여 KINS의 Non-LOCA 해석검증코드를 확정하고 이를 이용하여 Non-LOCA용 최적계산 평가방법론 개발 예정
 - 부수로 정밀평가 해석코드 성능 상호 비교 검증(’23)
 - 통합전산코드 연계용 부수로 정밀평가 해석코드 선정(’23)

Conclusions



- MARS-KS/CONTAIN
- FAMILY = MARS-KS/FRAPTRAN
- FAMILY1 = MARS-KS/FRAPTRAN/CUPID-RV
- FAMILY2 = MARS-KS/XXX/CUPID-RV
- Ext. FAMILY1 = FAMILY1+Neutronics
- Ext. FAMILY2 = FAMILY2+Neutronics
- MARS-KS/Sub-Channel/Neutronics
- CUPID-RV/CTF
- MARS-KS/CFX/Sub-Channel
- CUPID-RV/CTF

References

- US NRC activity
 - NRC Non-Light Water Reactor (Non-LWR) Vision and Strategy, Volume 1 – Computer Code Suite for Non-LWR Plant Systems Analysis, January 31, 2020
- US Industry activity
 - Innovations in Multi-Physics Methods Development, Validation, and Uncertainty Quantification, Journal of Nuclear Engineering, Vol. 2, pp. 44-56, 2021
- KINS RETAS activity
 - 규제검증 코드체계의 구축 및 활용, KINS/AR-970, 2012.12
 - 원자로 안전해석체계의 개발 및 활용, KINS/RR-899, 2011.12
 - 사고해석 규제검증체계 개발 및 활용, KINS/GR-438, 2010.02
 - RETAS 체계를 활용한 노심 및 안전계통의 현안평가, KINS/GR-478, 2012.03
 - KINS-RETAS를 이용한 설계기준초과사고 안전성평가기술 개발, KINS/RR-1031, 2013.05
- KINS code coupling activity – development
 - 신규설비 및 신안전기준의 안전성평가기술 개발, KINS/GR-582, 2016.03
 - ECCS 허용기준 변경 대비 통합 코드 개발, KINS/HR-1524, Vol.3, 2018.10
 - 설계기준사고 노심냉각성능 규제검증방법론 및 기준 개발, KINS/RR-1856, 2018.11
 - Energies 2021, 14, 1504. <https://doi.org/10.3390/en14051504>
- KINS code coupling activity – enhancement, verification/validation
 - 핵연료/열수력 통합전산코드 검증 및 핵연료모델 개발, KINS/RR-1849, 2021.11
- KINS code coupling activity – current and future
 - 안전규제 연구현황 및 규제적용 방향, 2022 원자력안전규제정보회의, 2022. 06