

미래형원자로 노심설계 전산 코드체계 현황 및 개발 방향

FNC/KAERI MSR 노심 및 핵연료주기 해석 체계 개발 현황

박동규
2025. 10. 29.

CONTENTS

- 1 ● 개요
- 2 ● 지배방정식
- 3 ● 코드 개발 현황
- 4 ● 향후 계획

MSR 노심 및 핵연료주기 해석 코드 개발 필요성

노심해석(설계) 전산코드의 개발 목적

- 노심설계에 활용, 다양한 노심특성(출력분포, 반응도계수 등) 생산, 차폐해석, 안전해석, 계통설계를 위한 연계자료 생산

MSR을 위한 노심해석(설계) 전산코드의 역할은?

- 노내에서의 3차원 출력분포(Fr, Fq 등 포함) 의미 ↓
 - CET (Core Exit Temperature)는 중요
- 노심(공간적)에 국한한 해석결과보다는 핵연료염이 흐르는 1차측 전체에 대한 해석결과 필요

기존 노심해석 전산 코드 : 핵분열이 일어난 위치에서 지발중성자가 발생한다고 가정

- 정상상태 계산 시 즉발중성자+지발중성자 동시 고려 (한 변수로 통합 고려) 가능
- Kinetics 계산 시 즉발중성자, 지발중성자 구분 (시간 Term)

MSR 고유 특징

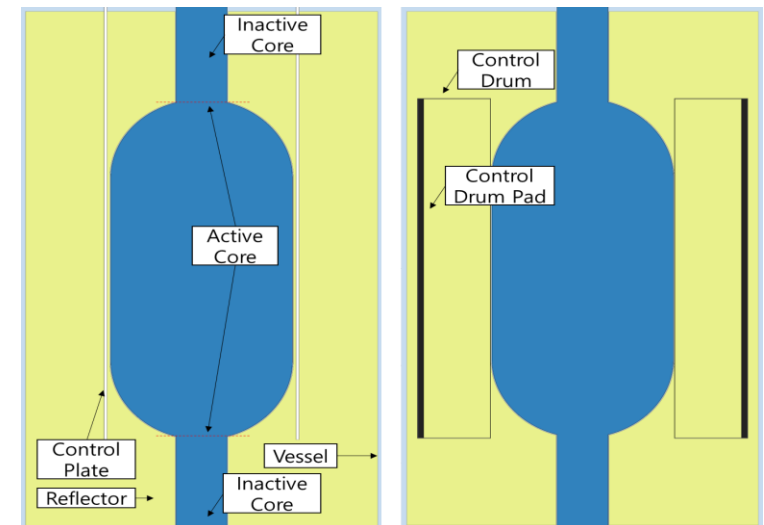
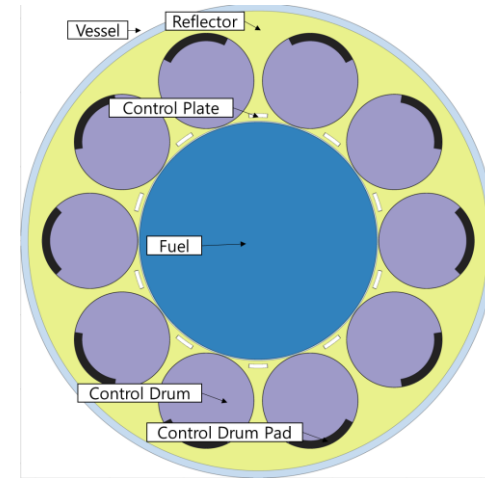
- 유동에 따라 용융염연료 이동 : MSR 특성을 고려한 Neutronics 코드 필요
 - 핵분열이 일어난 위치에서 벗어난 곳에서 지발중성자가 생성 → 정상상태 계산 시 즉발, 지발중성자에 대해 공간 Term 구분 고려 필요
 - 일부 지발중성자의 경우 노심 이외에 곳에서 발생 (1차측 Loop)
- 핵분열생성물 침적, 제거, 연료주입 등을 고려한 연소 계산 필요 : 핵종 제거, 추가 기능이 포함된 연소 계산 코드 필요
 - 노내 및 노외 영역 모두 용융염핵연료 존재

다물리 해석 코드 체계 구축

- 노물리-열수력, 연소-화학

(한국형) MSR 노심 특징과 노심해석 영향

- 염소염 기반 용융염연료 적용 ⇨ 고속 스펙트럼 활용
- 액체연료 ⇨ 온도에 의한 밀도변화 ↑ ⇨ 정밀 노물리/열수력 해석 필요성 ↑
- 순환하는 연료 ⇨ 유동장을 고려한 출력분포 및 유효지발중성자분율 평가
- 1차 계통 내 핵연료 존재 ⇨ 연소계산 시 노외 연료 고려 필요
- 핵분열생성물 제거 ⇨ 기체상 물질(노블가스 등) 제거 및 고체상 물질(노블메탈 등) 침적 고려 필요
 - 적합한 방사선원항 정의 및 도출
 - 위치별 Decay Heat 평가
 - 노물리-화학 연계 평가 필요성 ↑
- 원통, 반구 등의 원자로 형상 적용 ⇨ (r, θ, z) or (r, θ, ϕ) Geometry 고려 필요
- 제어드럼을 통한 제어 ⇨ 원통 (혹은 구) 형상 적용, 제어물질 연소 기능 적용
 - Critical Drum Position Search 기능
- 입출구배관에서의 출력 발생 가능성 ⇨ 노물리해석 영역 확대
- ...



Neutronics Equations for Flowing Fuel

- ▶ With the Multi-group diffusion theory, the time-dependent neutron equation for molten salt reactor can be written as

$$\frac{1}{v_g} \frac{\partial}{\partial t} \phi_g(\vec{r}, t) = \nabla \cdot D_g(\vec{r}, t) \nabla \phi_g(\vec{r}, t) - \Sigma_{tg}(\vec{r}, t) \phi_g(\vec{r}, t) + \sum_{g'=1}^G \Sigma_{sg' \rightarrow g}(\vec{r}, t) \phi_{g'}(\vec{r}, t) \\ + \lambda \chi_{pg}(\vec{r}, t) \sum_{g'=1}^G v_p \Sigma_{fg'}(\vec{r}, t) \phi_{g'}(\vec{r}, t) + \sum_{k=1}^K \chi_{dkg}(\vec{r}, t) \lambda_k C_k(\vec{r}, t)$$

- ▶ Delayed neutron precursor concentration equation for a flowing fuel

$$\frac{\partial}{\partial t} C_k(\vec{r}, t) + \nabla \cdot [\vec{u}(\vec{r}, t) C_k(\vec{r}, t)] + \lambda_k C_k(\vec{r}, t) = \lambda \sum_{g'=1}^G v_{dk} \Sigma_{fg'}(\vec{r}, t) \phi_{g'}(\vec{r}, t), \quad k = 1, 2, \dots, K$$

- For an axial velocity field $\vec{u}(\vec{r}, t) = u(r, z, t) \vec{e}_z$,

the time-dependent equation for the delayed neutron precursor concentration is reduced to

$$\frac{\partial}{\partial t} C_k(r, z, t) + \frac{\partial}{\partial z} [u(r, z, t) C_k(r, z, t)] + \lambda_k C_k(r, z, t) = \lambda \psi_k(r, z, t), \quad k = 1, 2, \dots, K$$

$$\psi_k(r, z, t) = \sum_{g'=1}^G v_{dk} \Sigma_{fg'}(r, z, t) \phi_{g'}(r, z, t)$$

Precursor Boundary Condition

➤ Inlet boundary condition for precursor concentration

- All the precursors existing the core are mixed and flow back to the core except for decayed ones in the outside of core
- The precursor concentration at the core inlet can be written in terms of the precursor concentration at the core outlet

$$C_k(r, 0, t) = \frac{\int_{A_{out}} dAu(r, H, t - \tau) C_k(r, H, t - \tau) e^{-\lambda_k \tau}}{\int_{A_{in}} dAu(r, 0, t)}$$

A_{in} = Core inlet flow area

A_{out} = Core outlet flow area

H = Core height

τ = Time spent outside of the core

Steady-State Solution for MSR

- ▶ The steady-state equations for axial velocity field can be written as

$$\begin{aligned}
 & -\nabla \cdot D_g(\vec{r}) \nabla \phi_g(\vec{r}) + \Sigma_{ig}(\vec{r}) \phi_g(\vec{r}) - \sum_{g'=1}^G \Sigma_{sg' \rightarrow g}(\vec{r}) \phi_{g'}(\vec{r}) \\
 & = \lambda \chi_{pg}(\vec{r}) \sum_{g'=1}^G \nu_p \Sigma_{fg'}(\vec{r}) \phi_{g'}(\vec{r}) + \sum_{k=1}^K \chi_{dkg}(\vec{r}) \lambda_k C_k(\vec{r})
 \end{aligned}$$

$$\frac{\partial}{\partial z} [u(r, z) C_k(r, z)] + \lambda_k C_k(r, z) = \lambda \psi_k(r, z), \quad k = 1, 2, \dots, K$$

- ▶ Delayed neutron precursor concentration equation can be solved analytically

$$C_k(r, z) = e^{-\lambda_k \int_{z_0}^z \frac{dz'}{u(r, z')}} \left[\frac{u(r, z_0)}{u(r, z)} C_k(r, z_0) + \frac{\lambda}{u(r, z)} \int_{z_0}^z dz' \psi_k(r, z') e^{\lambda_k \int_{z_0}^{z'} \frac{dz''}{u(r, z'')}} \right]$$

- ▶ The precursor concentration at the core inlet can be determined in a discretized form as

$$C_{k,i0} = \lambda \frac{\sum_{i=1}^I A_{out,i} \sum_{j=1}^J (\bar{u}_{ij} / \lambda_k) (1 - e^{-\lambda_k \Delta t_{ij}}) \psi_{k,ij} e^{-\lambda_k (t_{iJ} + \tau - t_{ij})}}{\sum_{i=1}^I A_{in,i} u_{i0} - \sum_{i=1}^I A_{out,i} u_{i0} e^{-\lambda_k (t_{iJ} + \tau)}}$$

Kinetics Parameters

- Using the steady-state adjoint flux, the effective delayed neutron fraction and the prompt neutron generation time for a stationary and flowing fuels are calculated as

$$\beta_{eff} = \frac{\sum_{V_i} V_i \sum_{g=1}^G \phi_{g,i}^* \sum_{k=1}^K \chi_{dkg} \sum_{g'=1}^G \nu_{dk} \Sigma_{fg'} \phi_{g',i}}{\sum_{V_i} V_i \sum_{g=1}^G \phi_{g,i}^* \chi_g \sum_{g'=1}^G \nu \Sigma_{fg'} \phi_{g',i}}$$

$$\beta_{eff}^{circ} = \frac{\sum_{V_i} V_i \sum_{g=1}^G \phi_{g,i}^* \sum_{k=1}^K \chi_{dkg} \lambda_k C_{k,i}}{\sum_{V_i} V_i \sum_{g=1}^G \phi_{g,i}^* \sum_{k=1}^K \chi_{dkg} \lambda_k C_{k,i} + \sum_{V_i} V_i \sum_{g=1}^G \phi_{g,i}^* \chi_{pg} \sum_{g'=1}^G \nu_p \Sigma_{fg'} \phi_{g',i}}$$

$$\Lambda = \frac{\sum_{V_i} V_i \sum_{g=1}^G \phi_{g,i}^* \left(\frac{1}{\nu_g} \right) \phi_{g,i}}{\sum_{V_i} V_i \sum_{g=1}^G \phi_{g,i}^* \chi_g \sum_{g'=1}^G \nu \Sigma_{fg'} \phi_{g',i}}$$

$$\Lambda^{circ} = \frac{\sum_{V_i} V_i \sum_{g=1}^G \phi_{g,i}^* \left(\frac{1}{\nu_g} \right) \phi_{g,i}}{\sum_{V_i} V_i \sum_{g=1}^G \phi_{g,i}^* \sum_{k=1}^K \chi_{dkg} \lambda_k C_{k,i} + \sum_{V_i} V_i \sum_{g=1}^G \phi_{g,i}^* \chi_{pg} \sum_{g'=1}^G \nu_p \Sigma_{fg'} \phi_{g',i}}$$

Batemann Equation

➤ Depletion Equation w/o considering the fuel salt reprocessing process

$$\frac{\partial}{\partial t} \mathbf{N}(\vec{r}, t) + \nabla \cdot [\vec{u}(\vec{r}) \mathbf{N}(\vec{r}, t)] = \mathbf{A}(\vec{r}, t) \mathbf{N}(\vec{r}, t) + \mathbf{F}$$

- $\mathbf{N}(\vec{r}, t)$: Nuclide density vector
- \mathbf{F} : External nuclide feeding rate
- \vec{u} : Fuel salt velocity
- $\mathbf{A}(\vec{r}, t)$: Nuclide transmutation matrix

$$\mathbf{A}_{ij}(\vec{r}, t) = \begin{cases} \sum_x \gamma_{ij}^x \int_0^\infty \sigma_x^j(\vec{r}, E, t) \phi(\vec{r}, E, t) dE + \gamma_{ij} \lambda_j & (i \neq j) \\ -\int_0^\infty \sigma_a^i(\vec{r}, E, t) \phi(\vec{r}, E, t) dE - \lambda_i & (i = j) \end{cases}$$

- $\sigma_x^j(\vec{r}, E, t)$: Microscopic cross section of reaction x
- γ_{ij}^x : Yield of nuclide i when nuclide j undergoes reaction x
- λ_i : Decay constant of nuclide i
- $\phi(\vec{r}, E, t)$: Neutron flux

$$\mathbf{N}_{new}^{(i+1)} = \frac{(\mathbf{N}_{core}^{i+1})^{tmp} V_{in} + (\mathbf{N}_{ex}^i) V_{out}}{V_{in} + V_{out}}$$

Transient Fixed Source Problem

▶ Time discretization of flux equation with fully implicit scheme

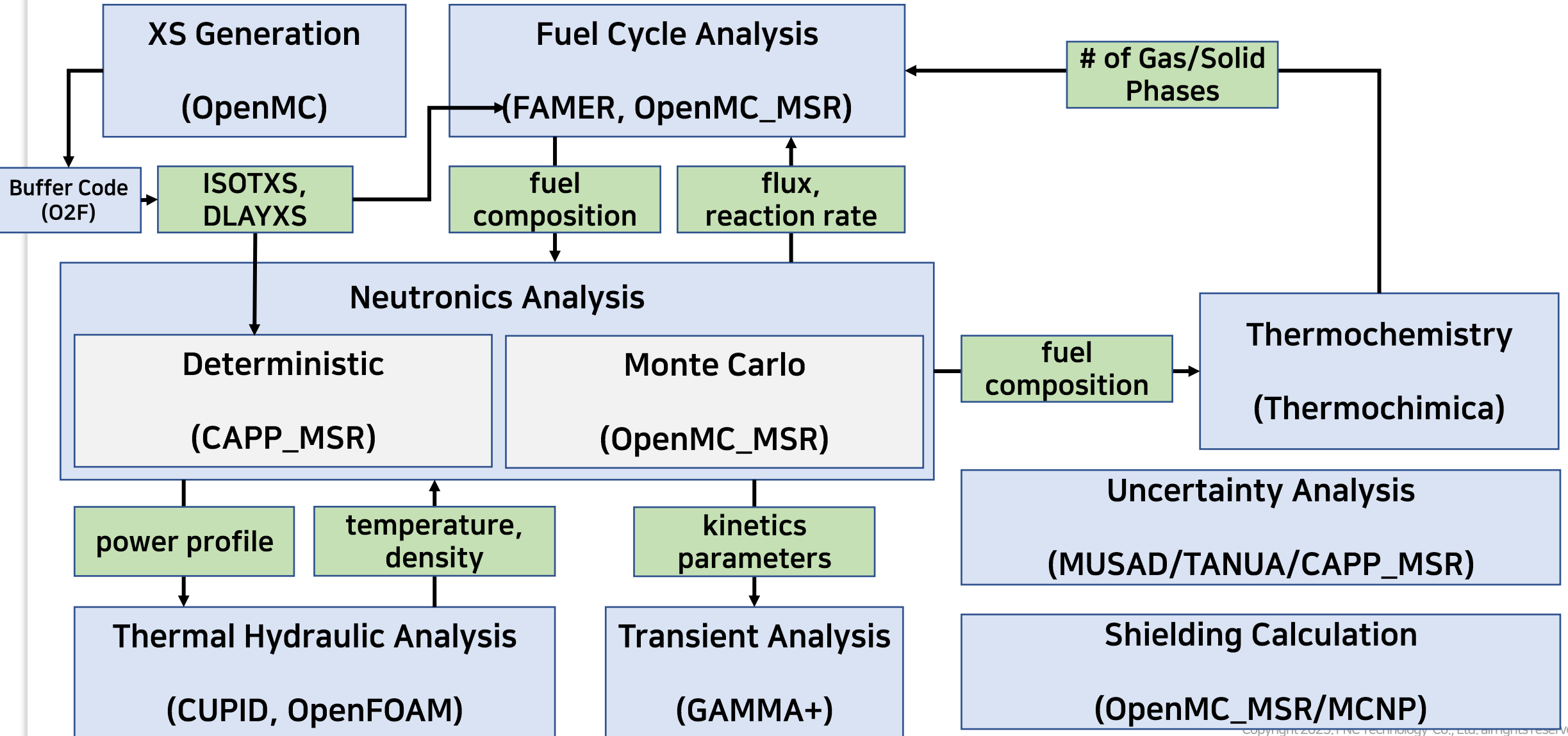
$$\begin{aligned} & \frac{\phi_g^n(\vec{r}) - \phi_g^{n-1}(\vec{r})}{v_g \Delta t_n} - \nabla \cdot D_g^n(\vec{r}) \nabla \phi_g^n(\vec{r}) + \Sigma_{tg}^n(\vec{r}) \phi_g^n(\vec{r}) \\ &= \sum_{g'=1}^G \Sigma_{s,g' \rightarrow g}^n(\vec{r}) \phi_{g'}^n(\vec{r}) + \lambda \chi_{pg}^n(\vec{r}) \sum_{g'=1}^G v_p \Sigma_{fg'}^n(\vec{r}) \phi_{g'}^n(\vec{r}) + \sum_{k=1}^K \chi_{dkg}^n(\vec{r}) \lambda_k C_k^n(\vec{r}) \end{aligned}$$

▶ Transient fixed source problem for given precursor concentrations

$$\begin{aligned} & -\nabla \cdot D_g^n(\vec{r}) \nabla \phi_g^n(\vec{r}) + \Sigma_{tg}^n(\vec{r}) \phi_g^n(\vec{r}) = \frac{1}{v_g \Delta t_n} [\phi_g^{n-1}(\vec{r}) - \phi_g^n(\vec{r})] \\ & + \sum_{g'=1}^G \Sigma_{s,g' \rightarrow g}^n(\vec{r}) \phi_{g'}^n(\vec{r}) + \lambda \chi_{pg}^n(\vec{r}) \sum_{g'=1}^G v_p \Sigma_{fg'}^n(\vec{r}) \phi_{g'}^n(\vec{r}) + \sum_{k=1}^K \chi_{dkg}^n(\vec{r}) \lambda_k C_k^n(\vec{r}) \end{aligned}$$

■ This transient fixed source problem can be solved iteratively with the precursor concentration equations.

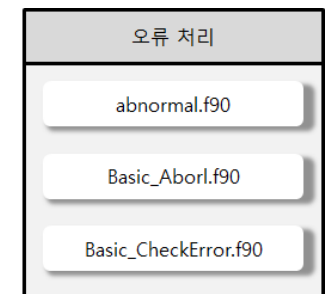
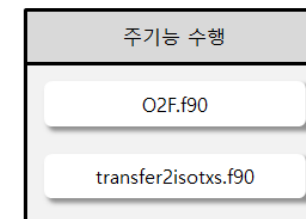
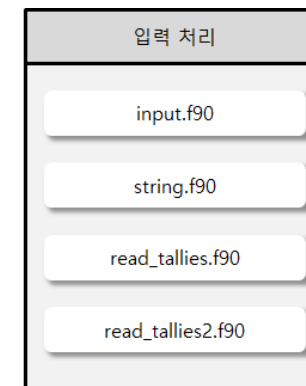
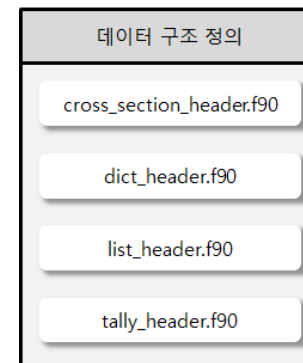
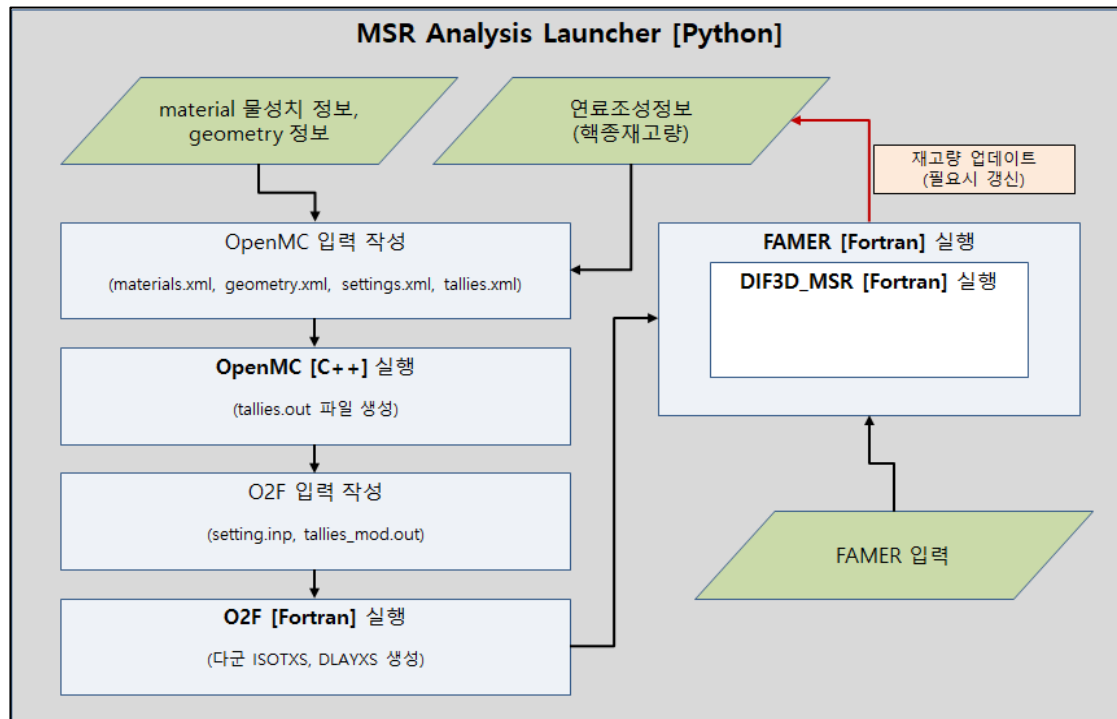
MSR 노심 및 핵연료주기 해석 체계(안)



O2F

- OpenMC 계산결과로부터 ISOTXS 및 DLAYXS 생성하는 포트란 기반의 에디팅 프로그램
- CAPP_MSR, DIF3D_MSR, FAMER, MUSAD 등이 활용
- MSR Analysis Launcher에 로드되어 OpenMC-O2F-FAMER(DIF3D_MSR 등) 연계실행
- 개발완료 (SW V&V 보고서 작성 필요)

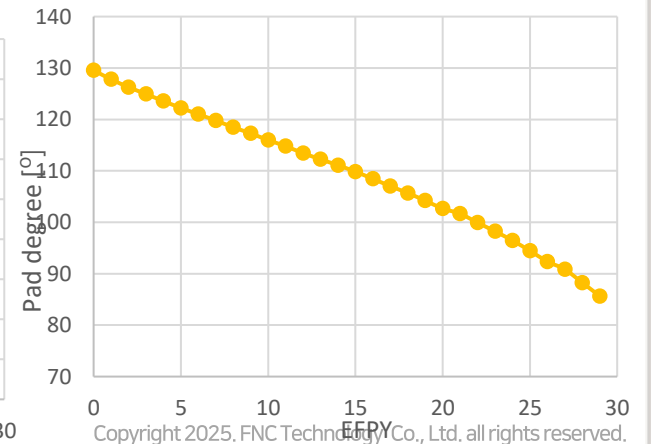
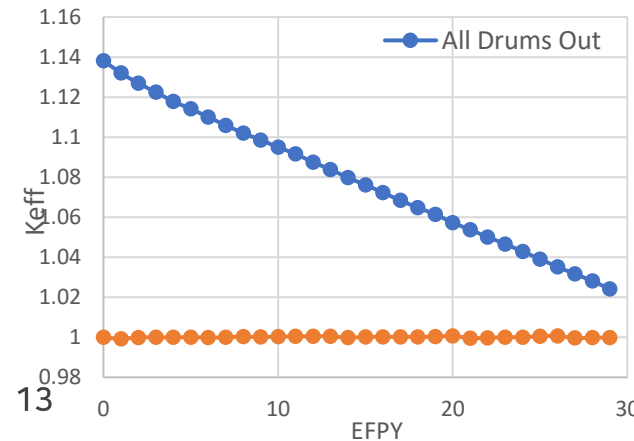
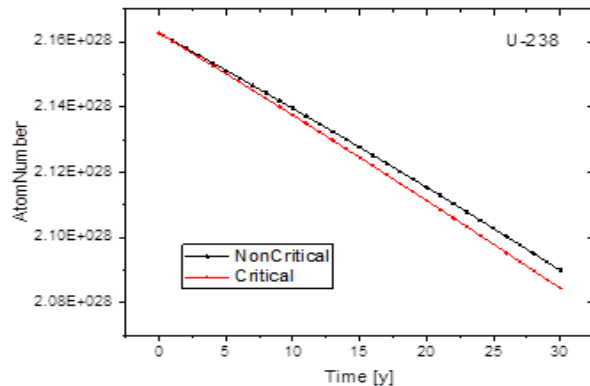
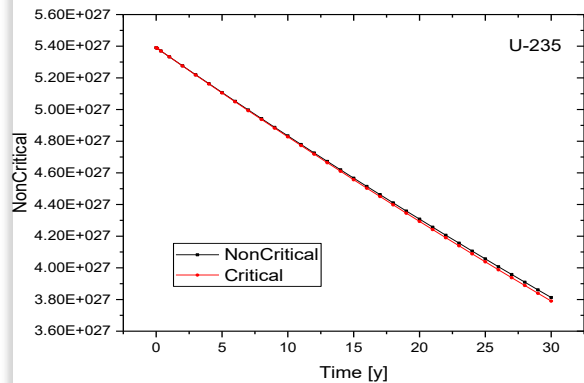
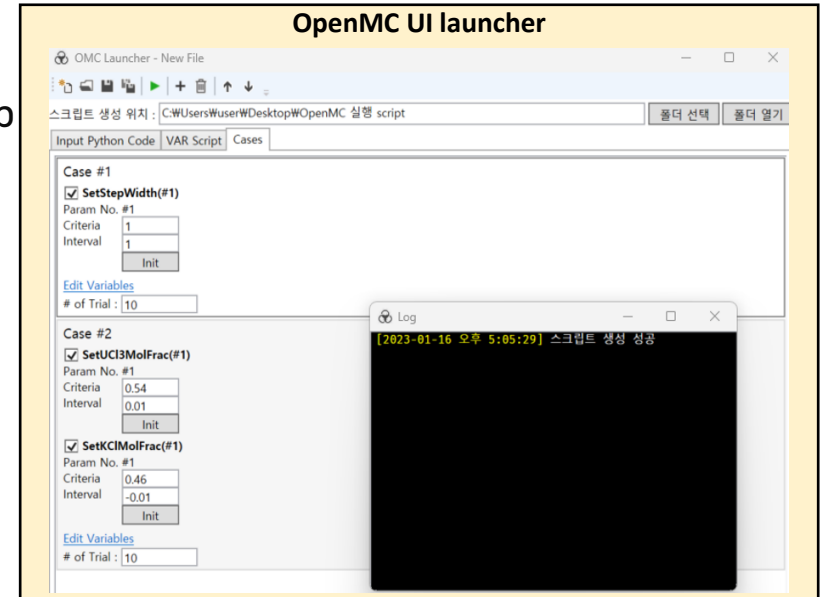
저작권 문제로 인해 국내
MSR 해석체계에서는
DIF3D_MSR을
CAPP_MSR로 대체



OpenMC_MSR

- OpenMC : MIT, Uchicago Argonne LLC 에서 최초 개발한 오픈소스 형 몬테칼로 코드
- 소스 수정/작성
 - 수정: simulation.cpp, pugixml.hpp, pugixml.cpp, pugiconfig.hpp, physics.cpp, initialize.cpp
 - 신규: delay_neutron_flow.h, delay_neutron_flow.cpp
- 입력작성오류 최소화를 위한 UI 개발
- 임계위치 탐색 및 연소계산을 위한 스크립트 작성
- SW V&V 보고서 작성 필요

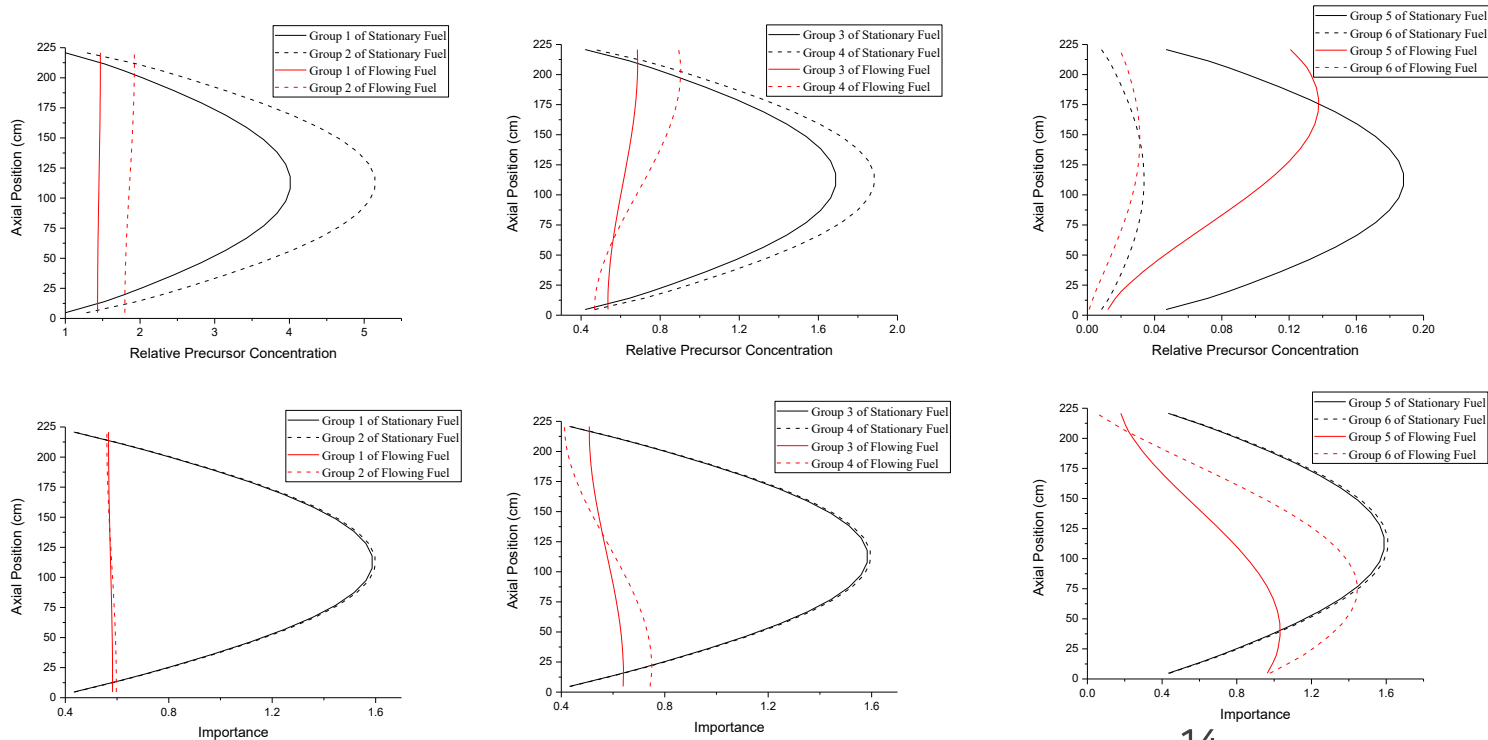
ex \ in	1 [s]	2 [s]	5 [s]	10 [s]	20 [s]	50 [s]	100 [s]
1 [s]	1.35248	1.35299	1.35377	1.35389	1.35396	1.35433	1.35438
2 [s]	1.35185	1.35255	1.35339	1.35366	1.35406	1.35422	1.35424
5 [s]	1.35166	1.35226	1.35281	1.35351	1.35375	1.35435	1.35449
10 [s]	1.35129	1.35196	1.35258	1.35318	1.35373	1.35416	1.35435
20 [s]	1.35152	1.35184	1.35261	1.35309	1.35376	1.35408	1.3542
50 [s]	1.35142	1.35174	1.35255	1.353	1.35339	1.35389	1.35391
100 [s]	1.3514	1.35186	1.35233	1.35297	1.35351	1.35406	1.35419



DIF3D_MSR

➤ ANL의 노심해석 코드 (저작권 문제로 인해 국내 MSR 해석체계에서는 CAPP_MSR로 대체)

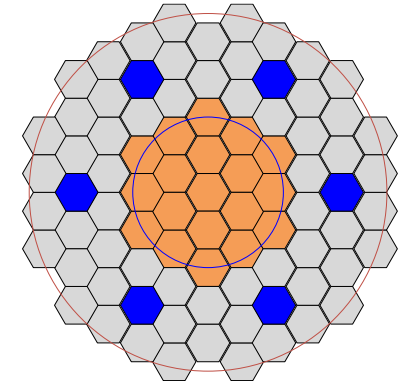
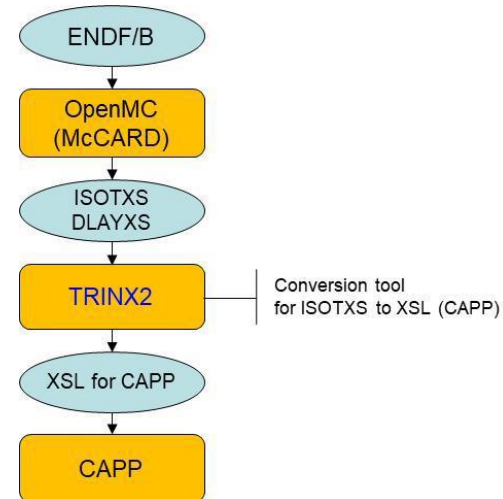
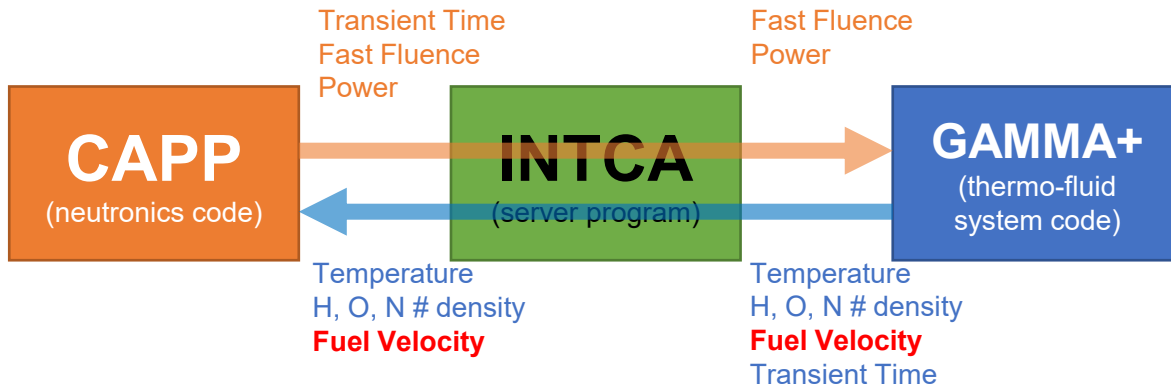
해당 내용 삭제



		Time outside of core (sec)			
		1	2	4	8
Time in core (sec)	1	-134.3	-168.3	-193.1	-207.1
	2	-94.1	-126.6	-156.1	-176.1
	4	-61.8	-86.0	-113.2	-136.3
	8	-39.4	-53.8	-73.2	-93.5

CAPP_MSR

- VHTR용 CAPP 코드를 MSR 해석용으로 확장
- 원통 및 구 형상 처리는 기존 육면체 처리 방안을 유지하여 처리
- 제어드럼은 In/Out 대응 핵단면적 세트 2종 준비
- 연소계산은 노심/노심 외부 구분하여 부피 비율로 혼합 후 다음 단계 수밀도 산출
- CAPP_MSR/GAMMA+ 연계해석 체계 구축(중)

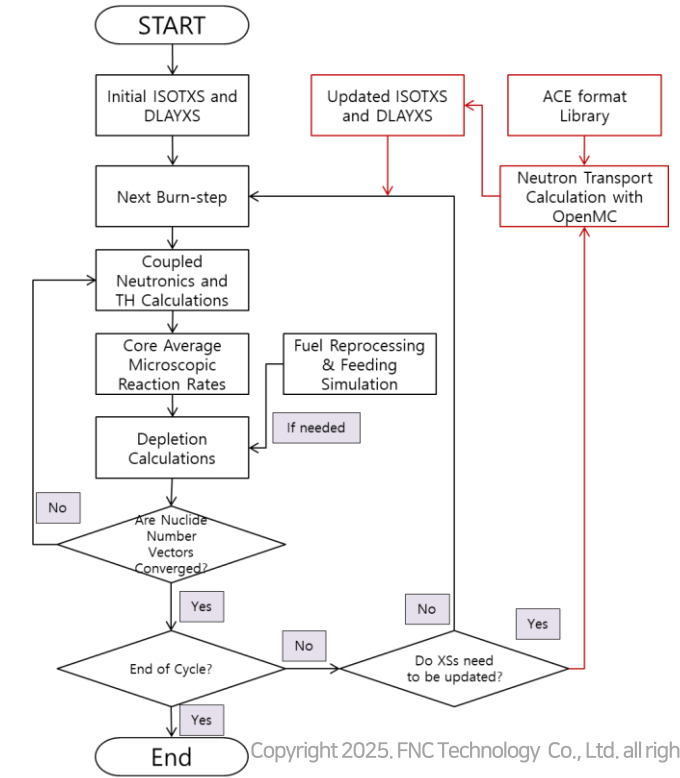
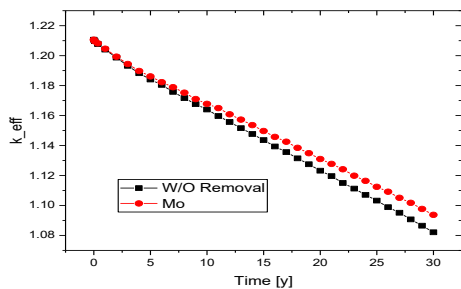
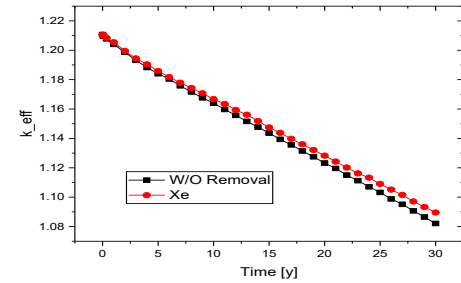
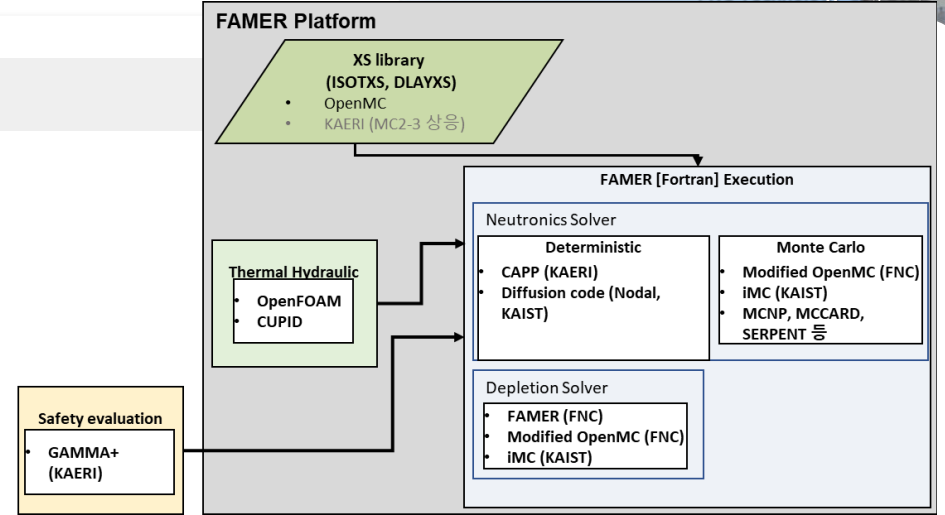
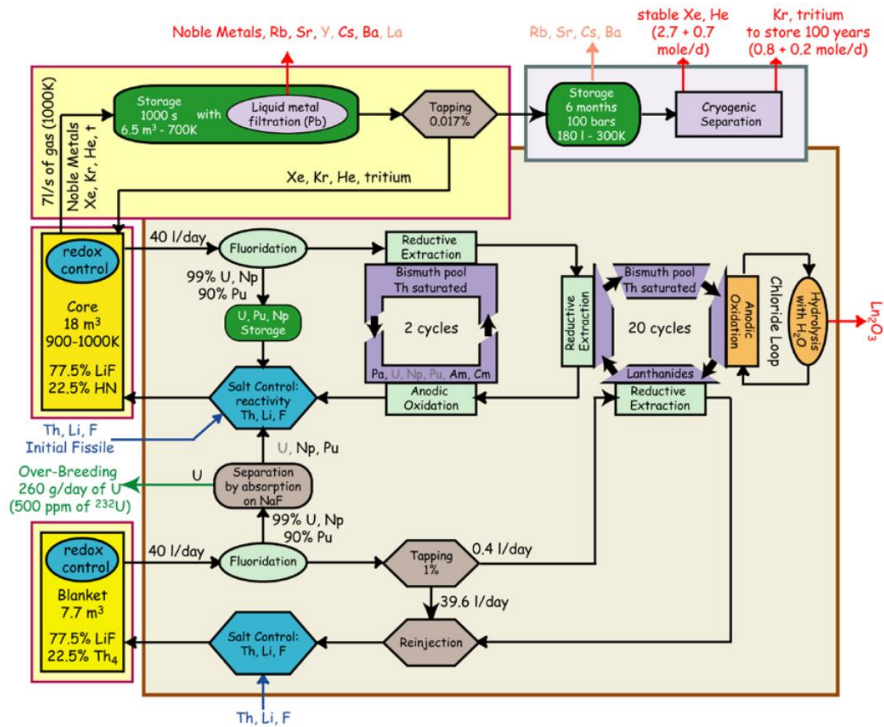


$$N_{new}^{(i+1)} = \frac{(N_{core}^{i+1})^{tmp} V_{in} + (N_{ex}^i) V_{out}}{V_{in} + V_{out}}$$

코드 개발 현황 (6/10)

FAMER

- ▶ 포트란 기반 MSR 핵연료주기 해석용 전산코드 (자체 개발)
- ▶ 자유로운 핵종제거/핵종추가 (핵종명, 제거효율, 제거량 등을 기입)



MUSAD/TANUA/CAPP_MSR

➤ MUSAD

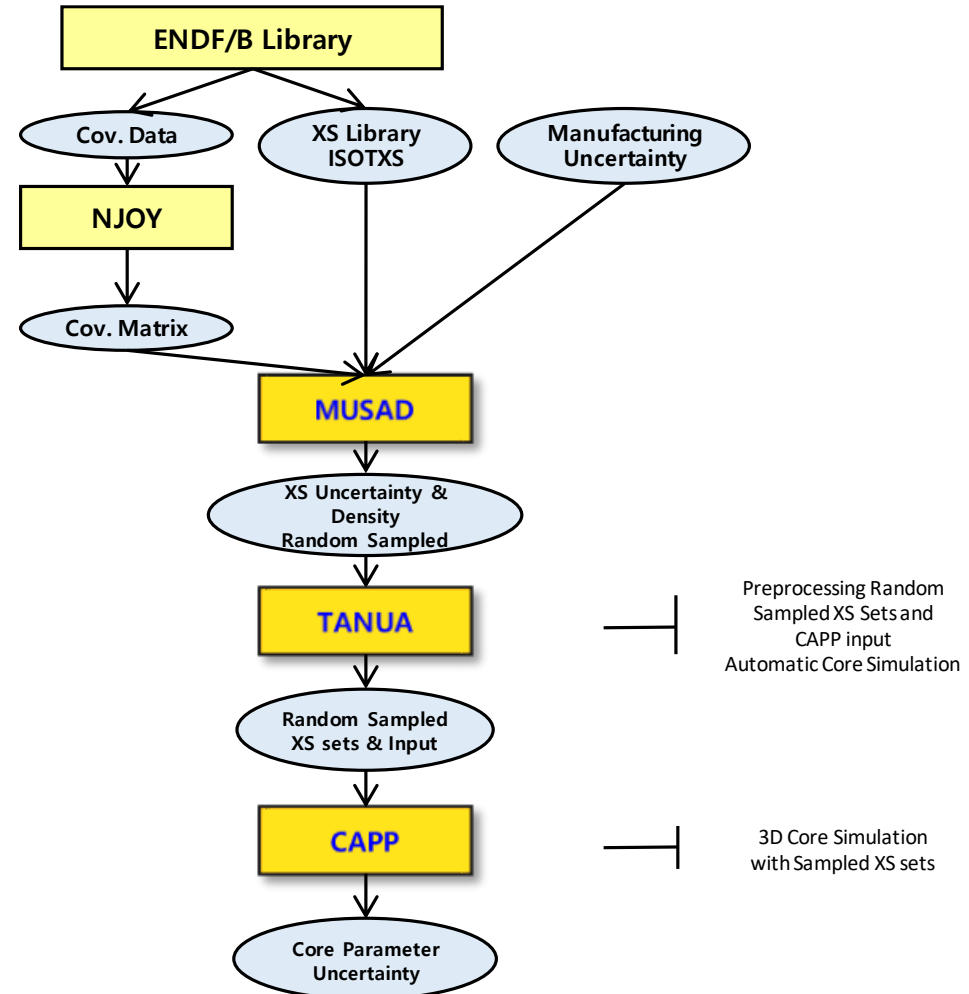
- Processing covariance data for XS uncertainty
- Handling manufacturing tolerance
 - Structure geometry, material density
- Perturbation of molten fuel density
- Random correlated sampling

➤ TANUA

- Pre&post-processing for CAPP inputs&outputs

➤ CAPP_MSR

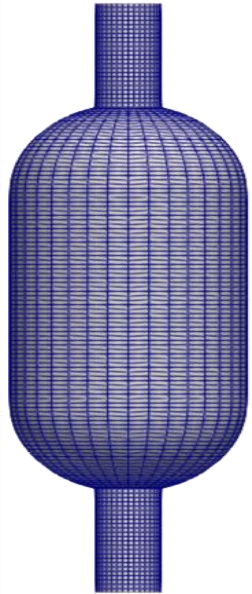
- 3D core simulation



OpenMC_MSR/CUPID

소켓통신을 통한 OpenMC-CUPID (노내) 예비연계 완료

TH code 유동 영역 해석 격자



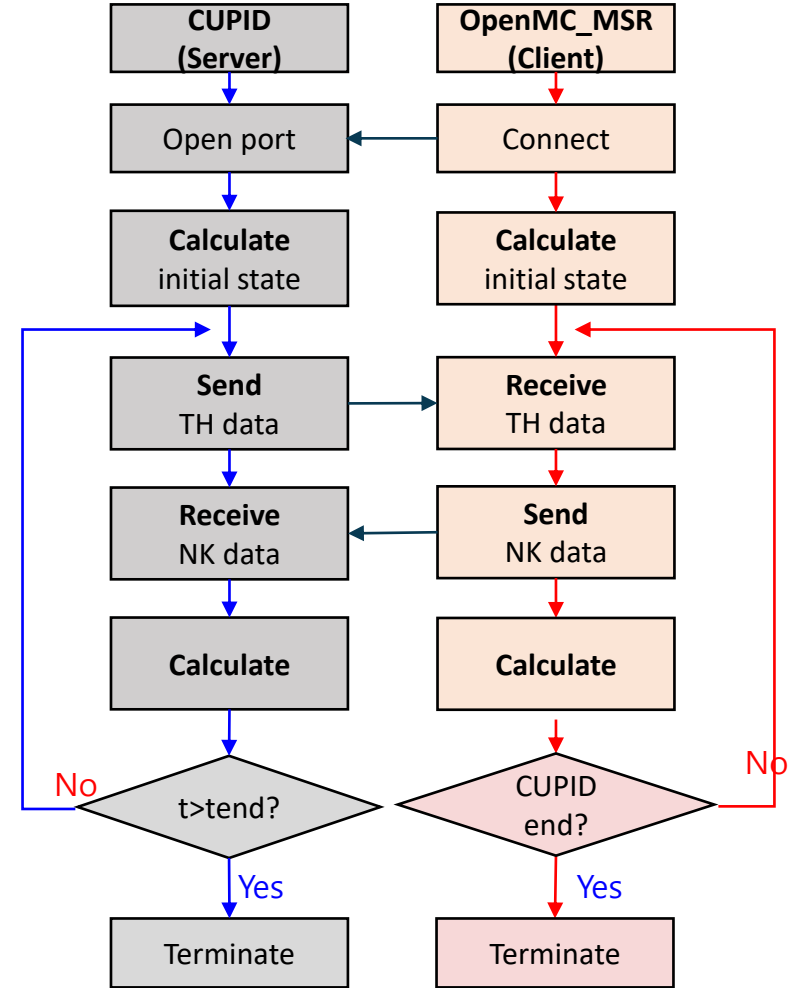
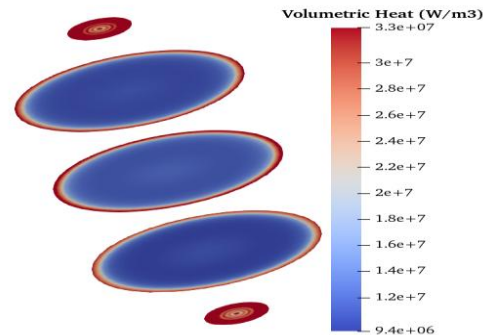
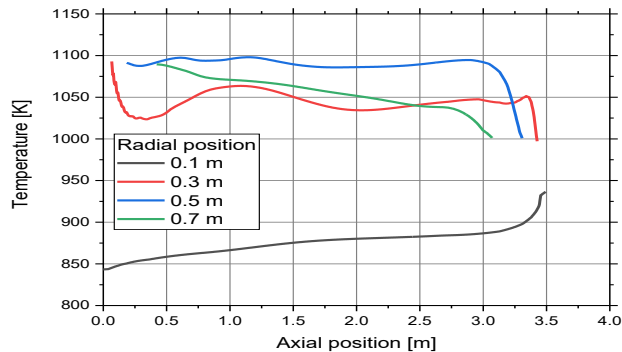
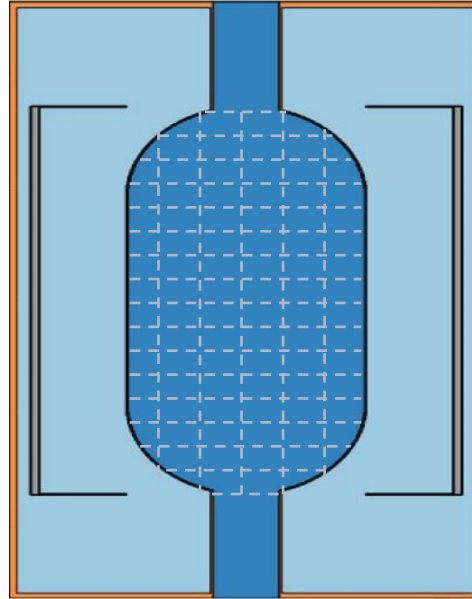
Averaged T/H

TH code → OpenMC

OpenMC → TH code

Power distribution

OpenMC 용융염 영역



OpenMC-CUPID 연계 해석 순서도

OpenMC_MSR/Thermochemica

➤ 매순간 용융염로에 존재하는 기체, 액체, 고체상을 확인하기 위해 OpenMC/Thermochemica를 Loosely 연계

ORNL-CEES/ thermochemica

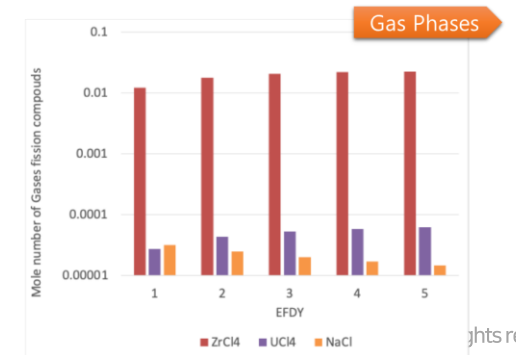
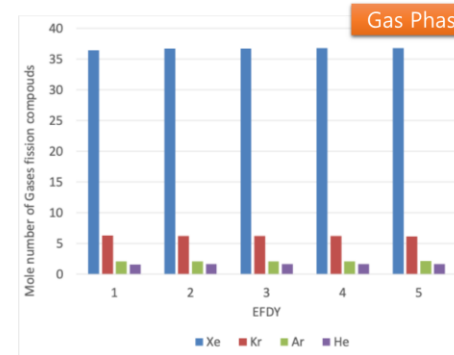
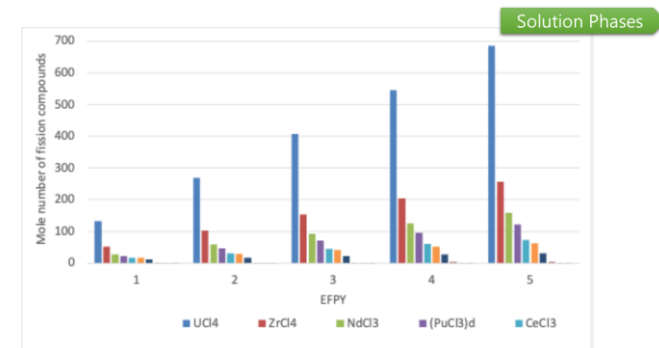
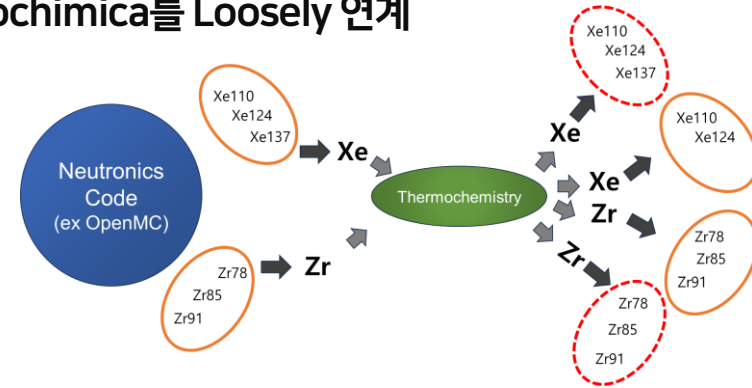


Computational library for chemical thermodynamics and phase equilibrium calculation. Multiphysics and standalone estimations of chemical state and constitutive and transport...

🔍 10 🕒 9 ⭐ 56 🍷 31



Fortran-based code with c and c++ components for coupling



OpenMC_MSR/MCNP

- › 원자로 운영 중 Neutron Map/Gamma Map : MCNP 활용
- › 기기 및 계통 방사화 : OpenMC_MSR 활용
- › 기기 및 계통 방사화에 따른 Gamma Map : MCNP 활용



보안자료로 그림 삭제

원자로 운전에 따른 중성자 맵 예시

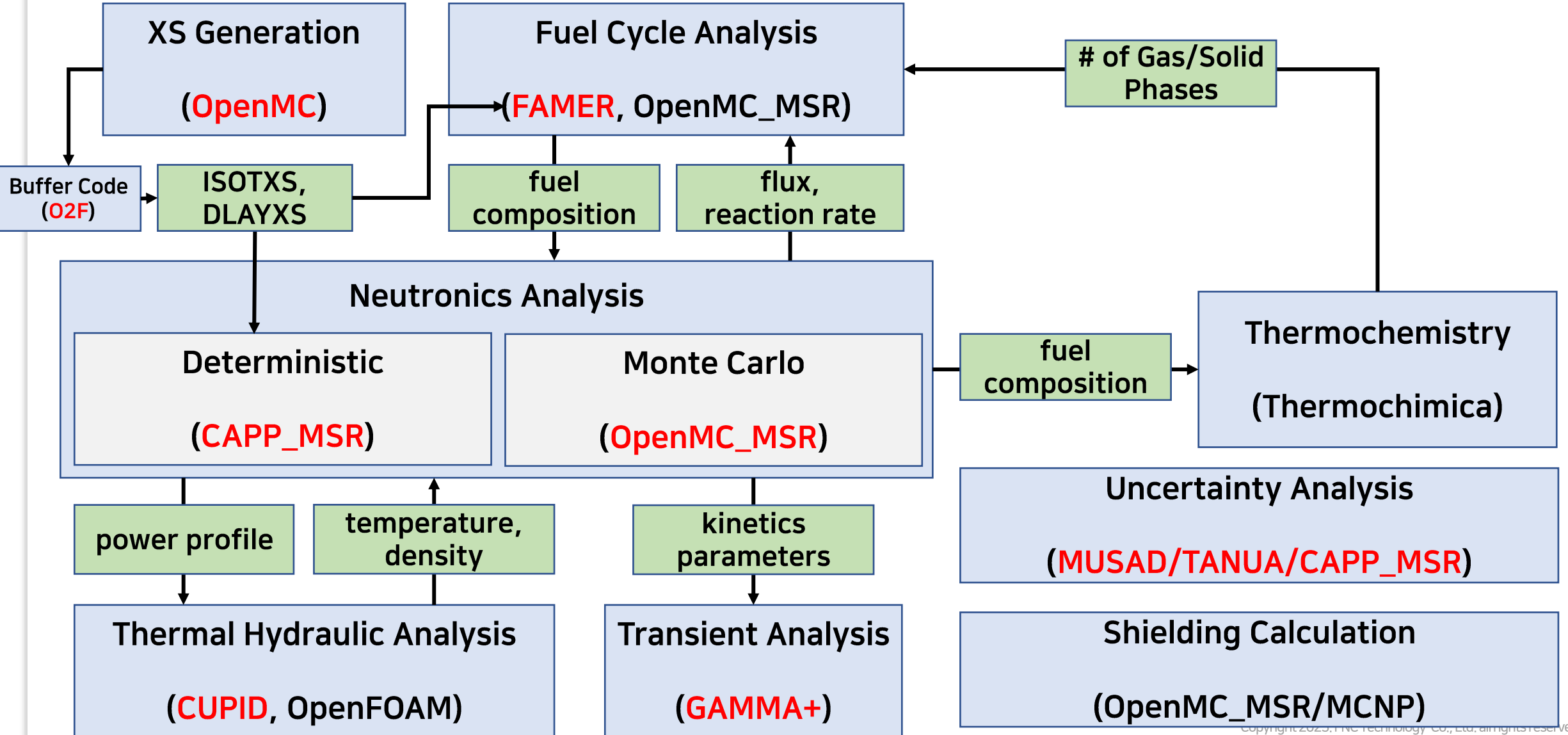


보안자료로 그림 삭제

기기 방사화에 의한 감마 맵 예시

4 향후 계획

➤ ~ 2030년 : 개별 전산코드에 대한 기능 고도화 및 SW V&V 보고서 초안 완료 (Validation 부분 미정)



ABOUT



주 미래와도전
FNC Technology Co., Ltd.

📍 **본사**

16954 경기도 용인시 기흥구 흥덕1로 13, 32층 (영덕동, 흥덕아이티밸리 타워동)
+82-31-8065-5114

📍 **대전지사**

대전광역시 유성구 대덕대로 593, 10층 1004-1호 (도룡동, 대덕테크비즈센터)
+82-42-867-5114

📍 **미래에너지기술연구소**

경기도 용인시 기흥구 탑실로 46, 미래에너지기술연구소
+82-31-8005-5618

설비개발연구센터

경기도 용인시 기흥구 탑실로 46, 미래에너지기술연구소
+82-31-8065-5114

📍 **UAE 아부다비지사**

Office 904, Capital Tower, Al Rawhah, PO Box 95133, Abu Dhabi, UAE
+971-2-643-5144

📍 **미국 메릴랜드지사**

11140 Rockville Pike, Suite 380A, Rockville, MD 20852 USA
+1-202-577-5537



THANK YOU



FNC TECHNOLOGY CO., LTD.

