

Reactor Physics & Particle Transport Computation Simulation Lab.

# 원자로 물리 및 입자 수송 전산 시뮬레이션 연구실

2024. 03. 21. (Thu.)

Nuclear System Division, School of Mech. Eng.  
Pusan National University, Pusan,  
Republic of Korea



# 1. 지도 교수

## □ 이현철 교수님 (Hyun Chul Lee)

### ❖ 경력

- 2016. 09 ~ 현재 : 부산대학교 기계공학부 원자력시스템전공 부교수
- 2013. 03 ~ 2016. 08 : 한국 원자력 연구원 (KAERI) 책임 연구원
- 2004. 02 ~ 2013. 02 : 한국 원자력 연구원 (KAERI) 선임 연구원
- 2002. 09 ~ 2004. 01 : 미국 Purdue 대학교 연구과학자
- 2001. 09 ~ 2002. 08 : 한국 원자력 연구원 (KAERI) 박사 후 연구원

### ❖ 연구분야

- 원자로 물리 해석 및 전산 시뮬레이션 코드 개발
- 원자로 노심 핵설계 및 핵연료 임계해석
- 방사선 및 입자 수송 전산 해석 등

### ❖ 강의 개설현황

- 컴퓨터 프로그래밍, 선형 대수학, 수치 해석, 원자로이론 등

### ❖ 연락처

- Tel : 051-510-2318 / E-mail : [hyunchul.lee@pusan.ac.kr](mailto:hyunchul.lee@pusan.ac.kr)
- 교수 연구실 : 통합 기계관 908호
- 대학원생 연구실 : 통합기계관 919호



# 2. 연구실 소개

## □ 원자로물리 및 입자수송 전산 시뮬레이션 연구실

### ❖ 구성원

- 지도교수 : 이현철
- 박사과정 1명, 석박사통합과정 1명, 석사과정 1명, 학부연구생 1명

### ❖ 연구 분야

- 원자로 노심 핵설계 및 관련 기술 분야
- 방사선 및 입자 수송 전산 해석
- 원자로 물리 해석 및 전산 시뮬레이션 코드 개발 등

### ❖ 수행 과제

과제 제목	발주처	연구 기간
고온가스로 노심 설계용 코드의 검증 및 개선	원자력연구원	2016.10-2018.03 (1.5년)
고체노심을 갖는 소형 모듈형 경수로 개념 개발	연구재단	2017.06-2020.05 (3.0년)
고연소도 핵연료 수송/보관 용기 안전성 평가시스템 개발	한수원	2018.05-2019.12 (1.7년)
흑연감속로의 플루토늄 생산량 추정을 위한 흑연동위원소비율법 개발	연구재단	2019.09-2024.02 (4.5년)
원전 다물리 전산해석 통합 플랫폼을 이용한 원전 다물리 해석	서울대	2021.06-2022.02 (2.6년)
원자력 안전 기업 현장 맞춤형 인력 양성	연구재단	2022.04-2024.12 (1.7년)

## 2. 연구실 구성원

### □ 졸업생

#### ❖ 이\*철

- 한수원  
중앙연구원
- 혁신형 SMR  
연구소 근무

#### ❖ 장\*경

- 한국전력공사
- 해외원전 수출  
사업부 근무

#### ❖ 강\*구

- 에이피엔

#### ❖ 강\*욱

- 액트(주)

#### ❖ 장\*빈

- USNC  
Korea

#### ❖ 한\*석

- RCARO
- 원자력협력  
사업부 근무

## 2. 연구실 구성원

### □ 대학원생

#### ❖ 평\*\*용

- 박사과정

#### ❖ 정\*진

- 석박통합과정

#### ❖ 박\*명

- 석사과정

### □ 학부연구생

#### ❖ 이\*록

- 학부연구생

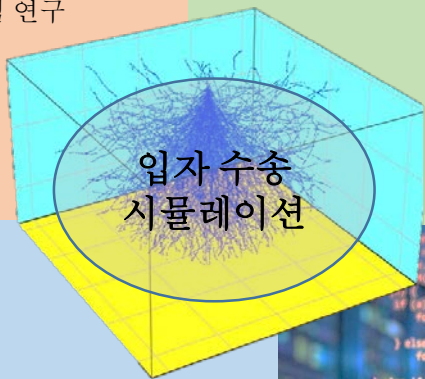
# 3. 연구 분야

## 1. 원자로 노심 핵설계

- ❖ 사고저항성 핵연료를 이용한 경수로 노심 설계
  - FeCrAl 피복재를 이용한 경수로 노심 설계
- ❖ 원자로 개념 개발
  - 고체 노심 소형 모듈형 원자로(SMR) 개념 연구
  - 소듐냉각고속로(SFR) 개발 연구
  - 우주형 원자로

## 2. 원자로 물리 해석 및 전산 시뮬레이션 코드 개발

- ❖ 기계학습 및 장전모형 최적화
- ❖ 사용후 핵연료 운반 및 보관 최적화 코드 개발



입자 수송 시뮬레이션

## 3. 응용분야

(방사선 및 입자 수송 전산 해석)

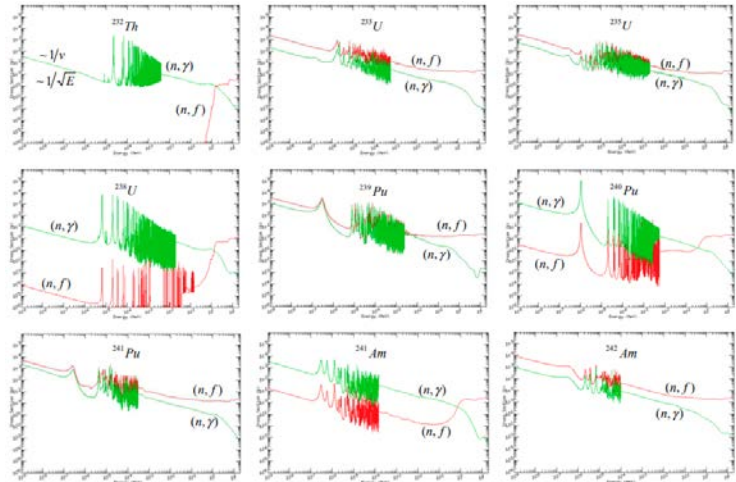
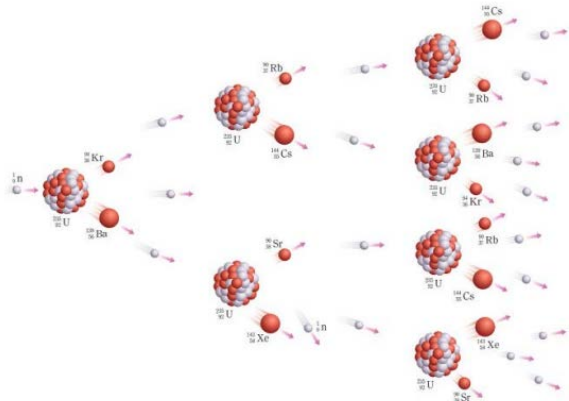
- ❖ BNCT 암치료 응용을 위한 중성자 수송해석
- ❖ 북핵 검증을 위한 흑연 동위원소 비율법 개발



```
for (i in e) {
  for (j in e) {
    if (r = t.call(e[i], e[j]), r == 1) break
  } else if (e) {
    for (i in e) {
      if (r = t.call(e[i], i, e[i]), r == 1) break
    } else {
      for (i in e) {
        if (r = t.call(e[i], i, e[i]), r == 1) break;
      }
      return e
    }
  }
};
try: b && b.call("uffeffu0000") ? function(e) {
  return null == e ? "" : b.call(e)
} : function(e) {
  return null == e ? "" : (e + "").replace(C, "")
};
isArray: function(e, t) {
  var n = t || 1;
  return null != e && !(Object(e)) ? x.merge(n, "string" == typeof e ? [e] : e) : h.call(n, e);
};
isArray: function(e, t, n) {
  var n;
  if (t) {
    if (n) return e.call(t, e, n);
    for (i in e) {
      if (n == Math.max(0, r + n) && n <= Math.max(0, r + n) && n <= e.length) return n;
    }
  }
}
```

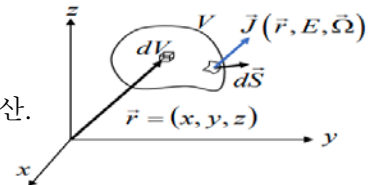
# 3. 연구 분야 - 개요

## □ Chain Reaction



## □ Simulation Codes

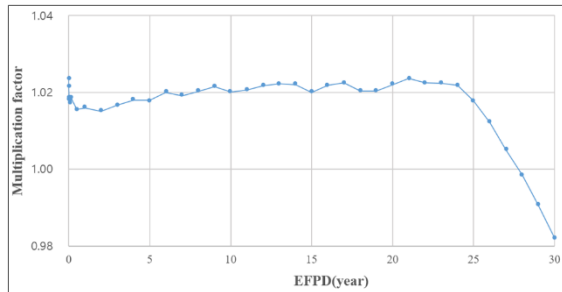
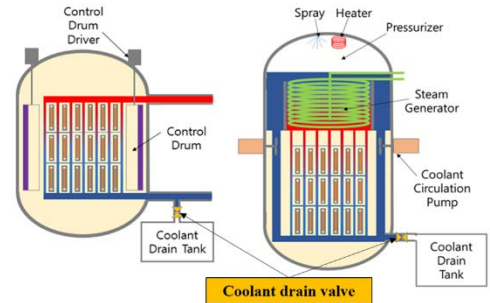
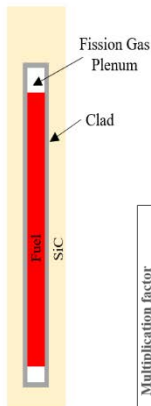
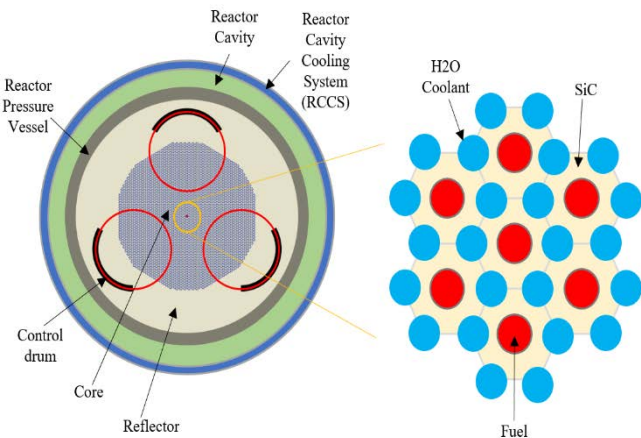
- Deterministic Code: 간소화된 노심의 물리적 방정식을 풀어 노심의 반응을 계산.
  - ST/RK, nTRACER
- Monte Carlo Code: 중성자를 노심 내에 무작위로 배치하여 통계적으로 노심의 반응을 모사.
  - MCNP, McCARD, MCS



# 3. 연구 분야 - 소형 모듈형 원자로 개념 개발

## □ 고체 노심 소형 모듈형 원자로(SMR) 개념 연구

- ❖ 노심을 SiC 고체로 구성
  - 냉각재 상실 사고시 전도에 의한 붕괴열 냉각
- ❖ 30MWth 출력으로 30년 운전



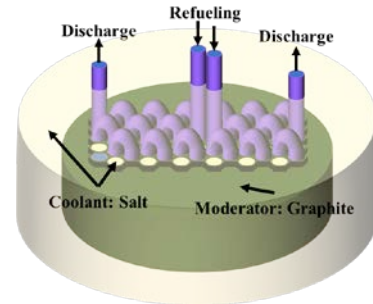
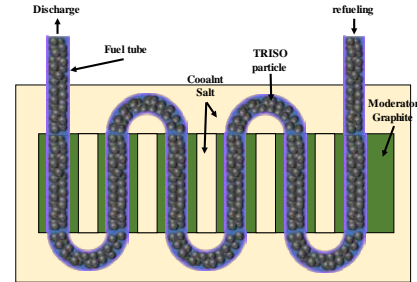
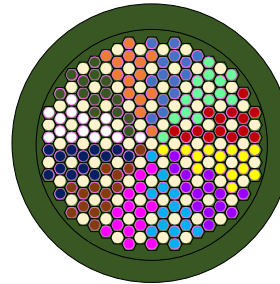
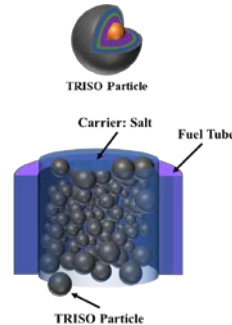


# 3. 연구 분야 - MSR 원자로 개념 개발

## □ on-line refueling TRISO-fueled and Salt-Cooled Reactor (TFSCR)

### ❖ Structure of TFSCR

- Fuel material:  $UO_2$
- Fuel form: TRISO particle
- Moderator: Graphite
- Reflector: Graphite
- Coolant: Salt
- Fuel lattice: hexagonal
- Core symmetry: 1/12 rotational symmetry
- Fuel loading pattern:
  - Multiple fuel channels present in each region
  - TRISO fuel particles dispersed in molten salt coolant and packed in fuel channels
  - Fuel channels connected end-to-end to form closed loop
  - TRISO particles move slowly within channels

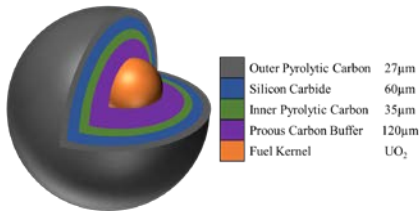


# 3. 연구 분야 - MSR 원자로 개념 개발

## □ on-line refueling TRISO-fueled and Salt-Cooled Reactor (TFSCR)

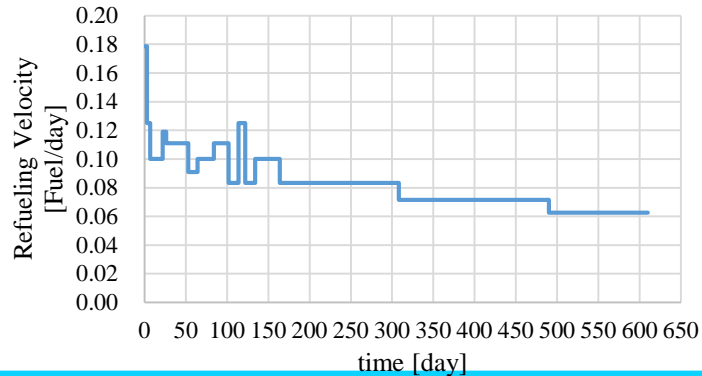
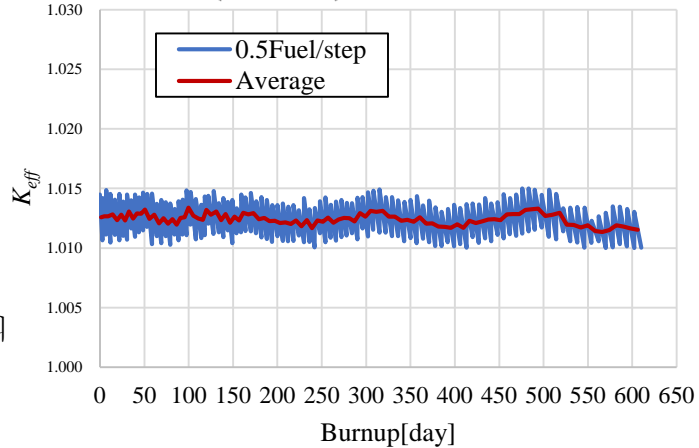
### ❖ Advantages of TFSCR

- TRISO 구조는 핵 연료의 유출을 방지할 수 있습니다.
- TRISO는 용융 염에 용해되지 않아, 연료 후처리에 유리합니다.
- 고온에서도 안정적인 운전을 유지할 수 있어 열 이용 효율을 높일 수 있습니다.
- 저압 상태에서도 운전이 가능하여 원자로 용기의 파손을 방지할 수 있습니다.



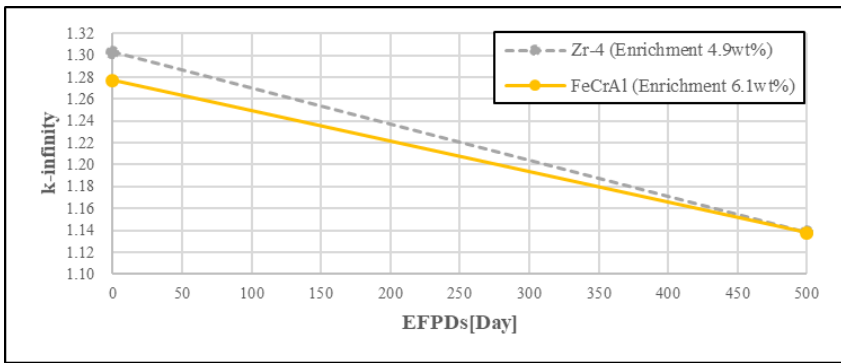
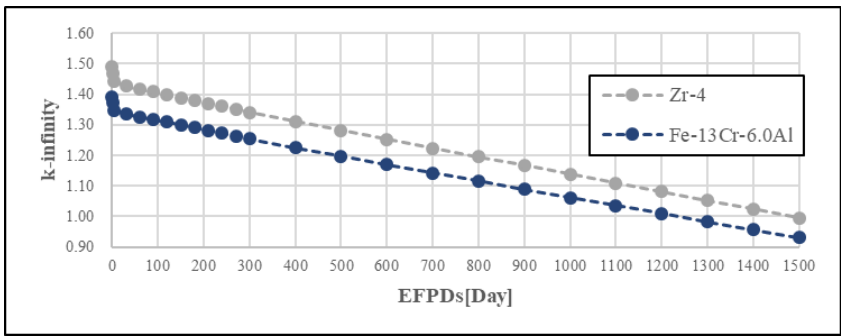
### ❖ Control reactivity

- 원자로의 reactivity는 refueling rate를 조정하여 안정적인 범위 내에서 제어할 수 있습니다.



# 3. 연구 분야 - 사고저항성 핵연료를 이용한 노심 설계

- 후쿠시마 원전사고 이후 사고저항성연료 (ATF-Accident Tolerant Fuels) 관심 증가.
- 사고저항성연료 중 하나인 FeCrAl 핵연료 피복재를 적용한 노심 핵설계



Parameter	Values*
Pellet OD [mm]	8.1915
Clad Thickness [μm]	571.5
Clad OD [mm]	9.4966
Fuel Enrichment	4.9 wt.%

Cladding Material	Fuel Enrichment
Zr-4	4.9wt%
FeCrAl	6.1wt%

# 3. 연구 분야 - 사고저항성 핵연료를 이용한 노심 설계

Table. 1주기 집합체 사양

Assembly Type	No. of Assemblies	Fuel Enrichment (wt% U-235)	No. of Fuel Rods per Assembly	No. of Gd Poison Rods per Assembly	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> wt% in Fuel
A0	45	1.30	236	-	-
B0	20	2.37	236	-	-
B1	8	2.36 / 1.30	176 / 52	8	4.0
B2	16	2.37	232	4	4.0
C0	12	2.87 / 2.35	184 / 52	-	-
C1	32	2.87 / 2.36	176 / 52	8	4.0
D0	12	3.35 / 2.87	184 / 52	-	-
D1	8	3.36 / 2.85	176 / 52	8	4.0
D2	24	3.35 / 2.87	128 / 100	8	4.0

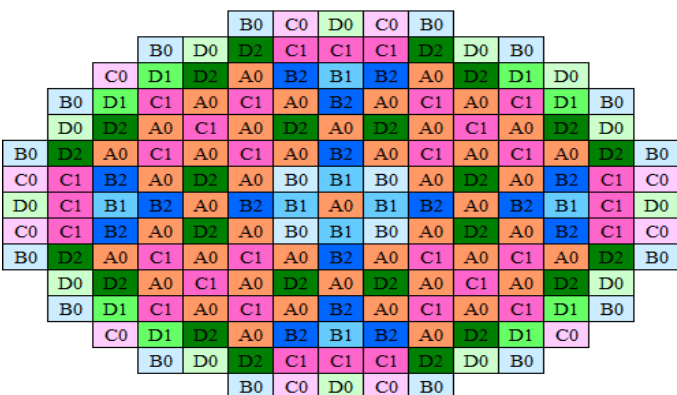


Fig. 1주기 노심 로딩 패턴

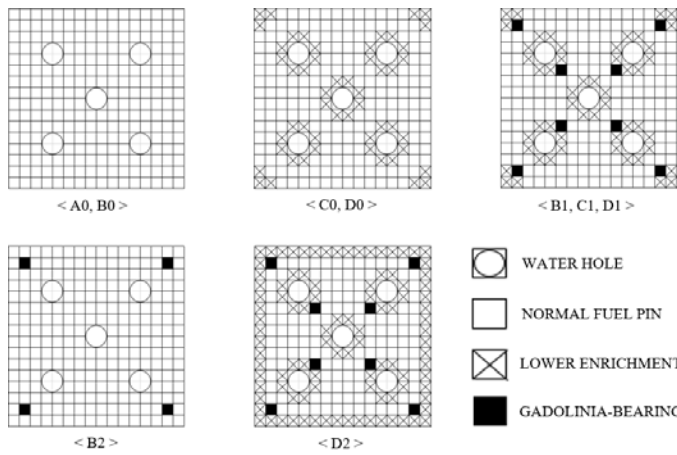
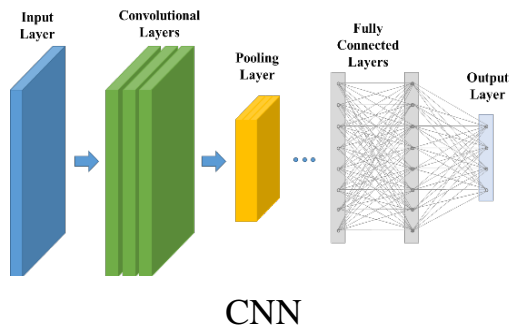
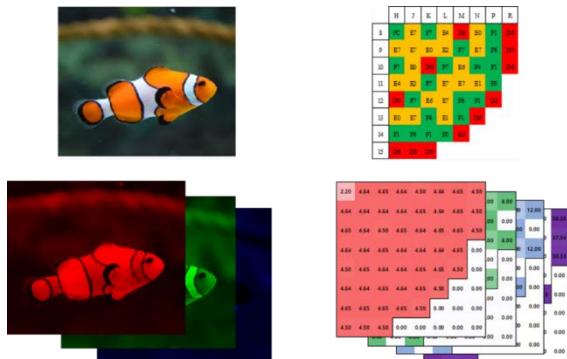


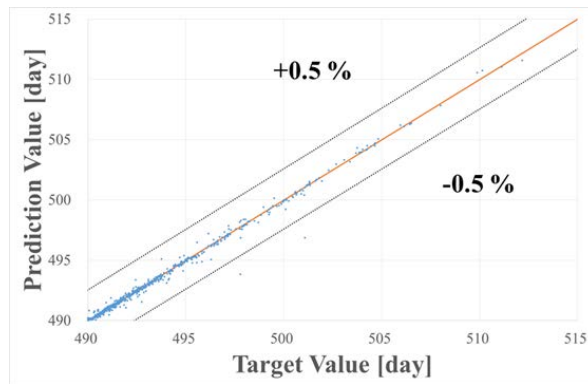
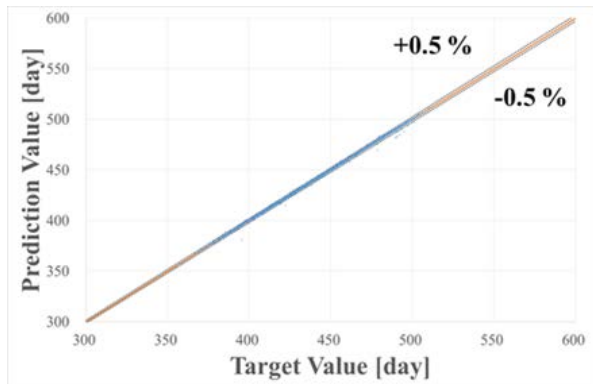
Fig. 1주기 집합체 모형

# 3. 연구 분야 - 기계학습 및 장전모형 최적화

## □ CNN을 이용한 핵설계 인자 예측

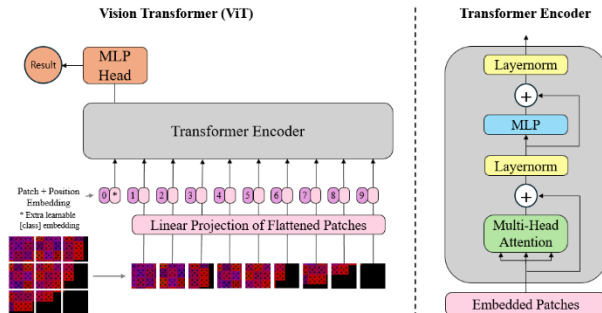
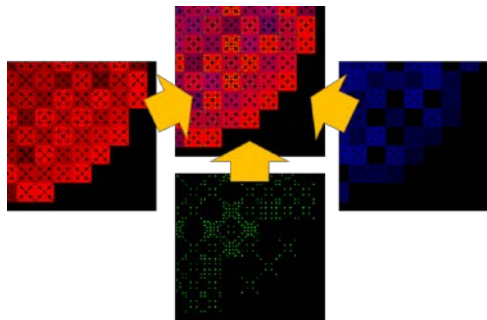


CNN

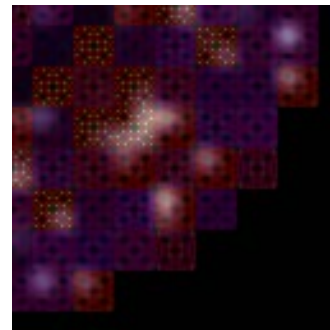
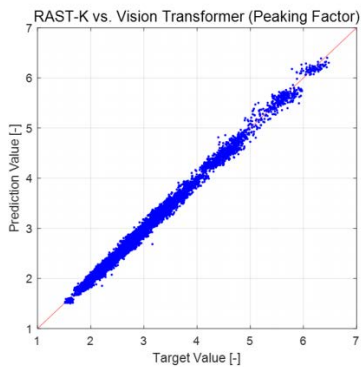


# 3. 연구 분야 - 기계학습 및 장전모형 최적화

## □ ViT을 이용한 핵설계 인자 예측



ViT



주요 핵설계 인자 판단 위치

# 3. 연구 분야 - 기계학습 및 장전모형 최적화

## ❑ Simulated Annealing (SA) 최적화 알고리즘 적용

- ❖ 기존 장전 모형 설계 방법
  - 설계자의 경험에 의존한 제한치를 만족하는 장전 모형 탐색.
- ❖ 최적화 알고리즘 (SA) 적용을 통한 장전 모형 최적화 수행 결과

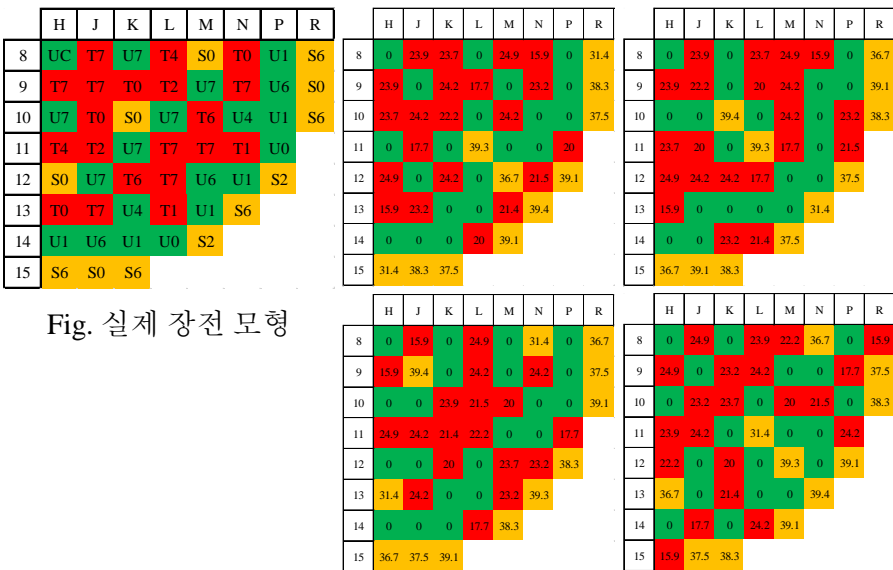


Fig. 실제 장전 모형

Fig. 최적 장전 모형

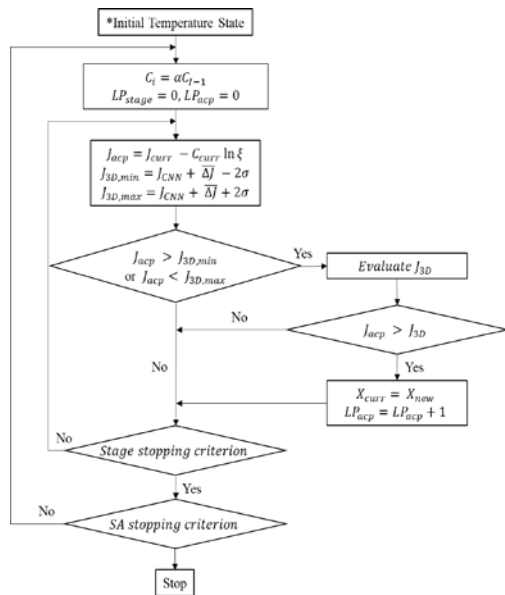


Fig. SA 최적화 흐름도

# 3. 연구 분야 - 사용후핵연료 운반 및 보관



Fig. 고리 1호기 원자력 발전소

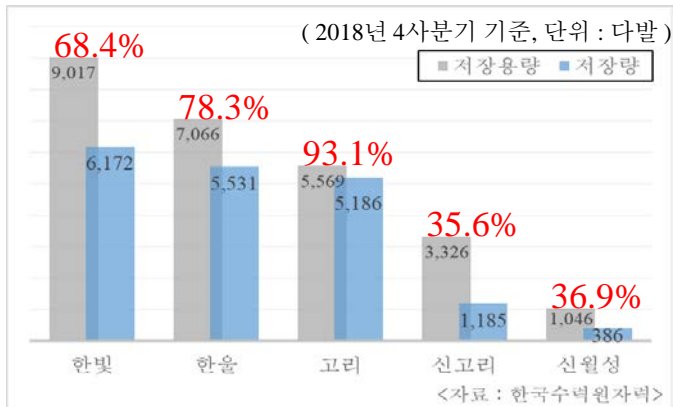


Fig. 18년 4사분기 사용후핵연료 저장량 현황



Fig. 사용후핵연료 운반/보관 용기



Fig. 운반/보관 용기 운반 차량



# 3. 연구 분야 - 사용후핵연료 운반 및 보관

## Integrated Analysis of Transportation Cask (SURECask)

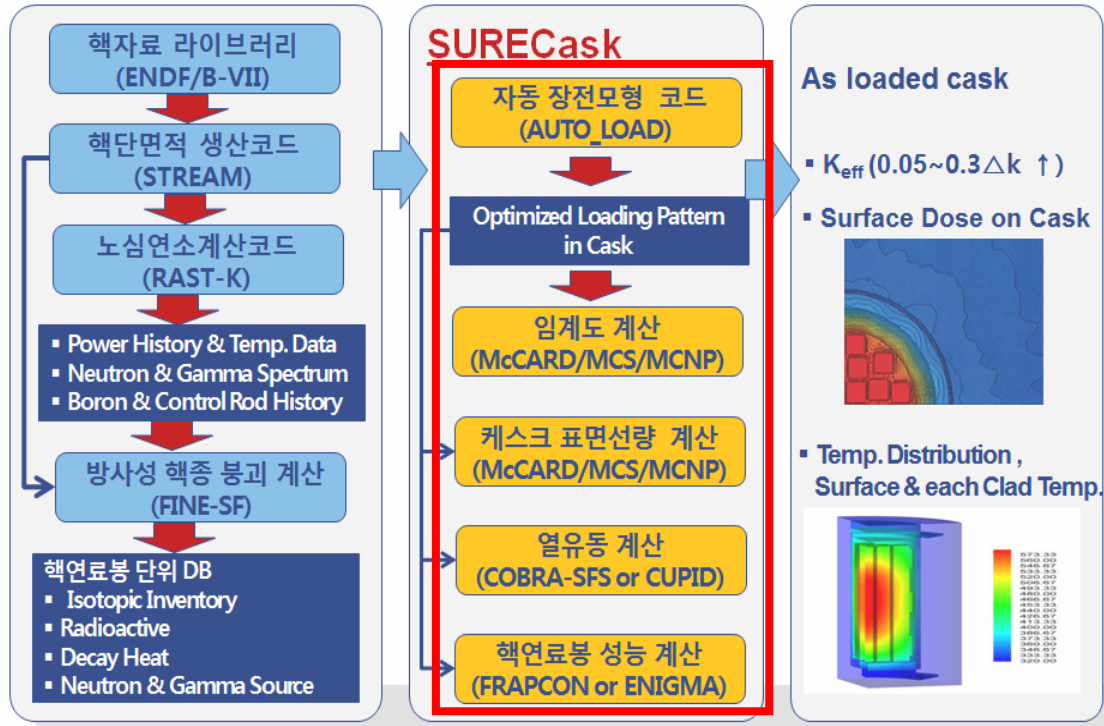
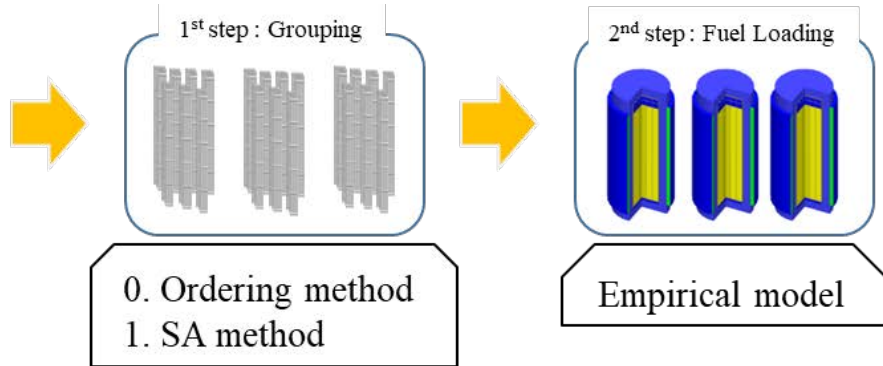
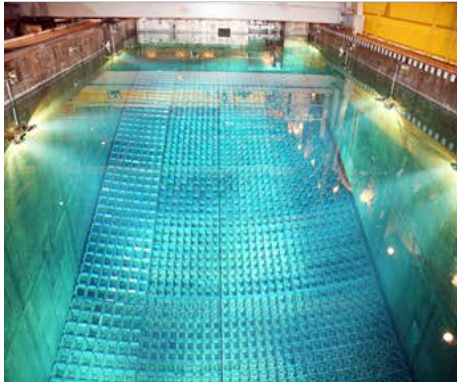


Fig. 사용후핵연료 운반/보관 용기 종합 평가시스템 개발 개요

# 3. 연구 분야 - 사용후핵연료 운반 및 보관

- 사용후 핵연료 운반용기 장전 모형 최적화
  - 결정인자: Grouping, 장전 위치
  - 안전요소: 반응도, 용기 표면 온도 및 선량, 용기 내 핵연료 피복관 최고 온도.
  - Simulated Annealing 최적화 알고리즘 적용



# 3. 연구 분야 - 사용후핵연료 운반 및 보관

- 2단계: 경험에 의한 장전 규칙 (Empirical model)
  - ❖ 반응도와 열 해석 측면에서 안전 마진이 크도록 장전 규칙 사전에 선정.
- 운반/보관 용기 안전요소 성능평가
  - ❖ 안전요소: 반응도, 용기 표면 온도 및 선량, 그리고 용기 내 핵연료 피복관 최고 온도.
- 핵연료의 최적 장전 배치도 → 실제 핵연료 장전에 참조.

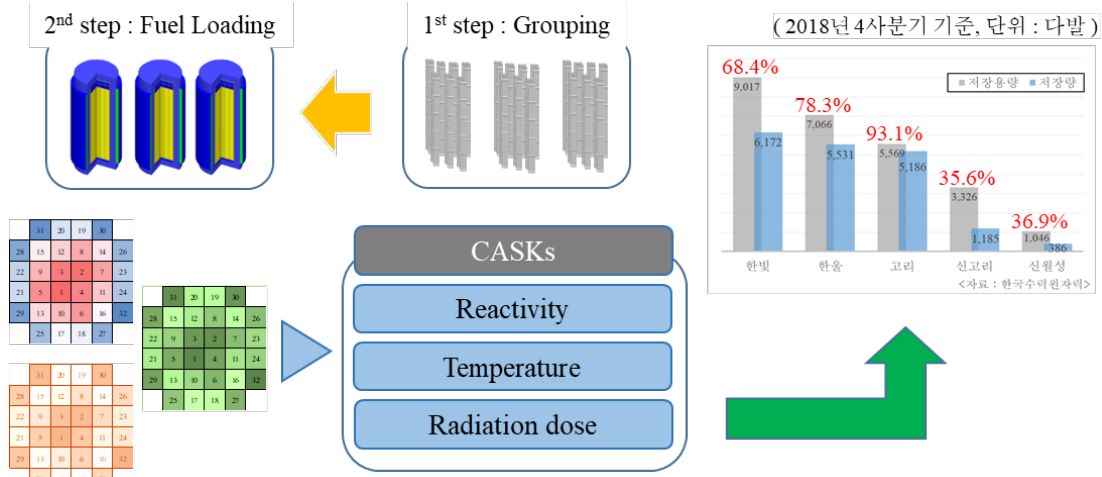


Fig. 운반/보관 용기내 사용후핵연료 장전모형 최적화 모듈 전개도

### 3. 연구 분야 - BNCT 암치료 응용을 위한 중성자 수송해석

#### □ BNCT(Boron Neutron Capture Therapy) 란?

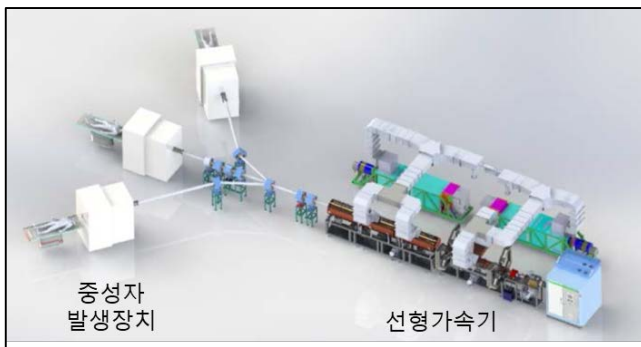
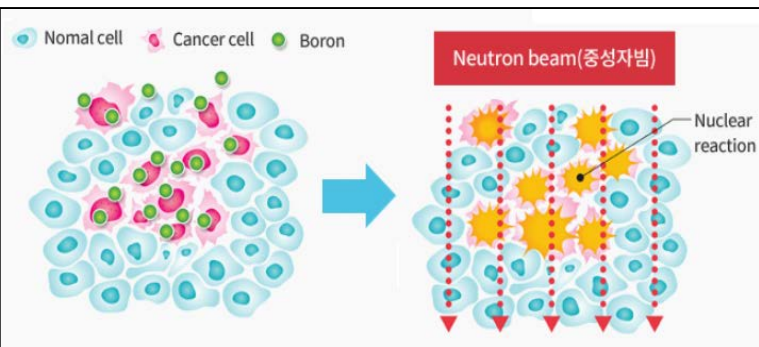
암환자에게 붕소(Boron,  $^{10}\text{B}$ ) 물질을 주입

→ 암세포가 붕소를 섭취하여 함유

→ 이 상태에서 가속기를 활용하여 암 세포에 중성자를 조사

→ 핵분열이 발생

→ 고 에너지의 2차 입자(Li,  $\alpha$  입자)들에 의하여 세포핵의 DNA를 효율적으로 파괴함으로써 암세포를 사멸시키는 새로운 치료법



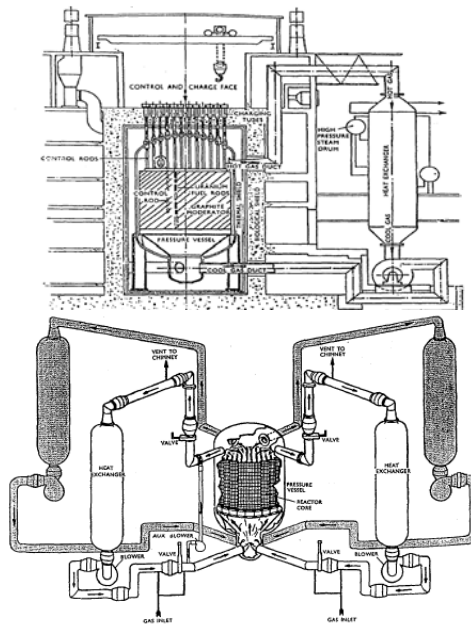
### 3. 연구 분야 - BNCT 암치료 응용을 위한 중성자 수송해석

#### □ BNCT(Boron Neutron Capture Therapy)란?



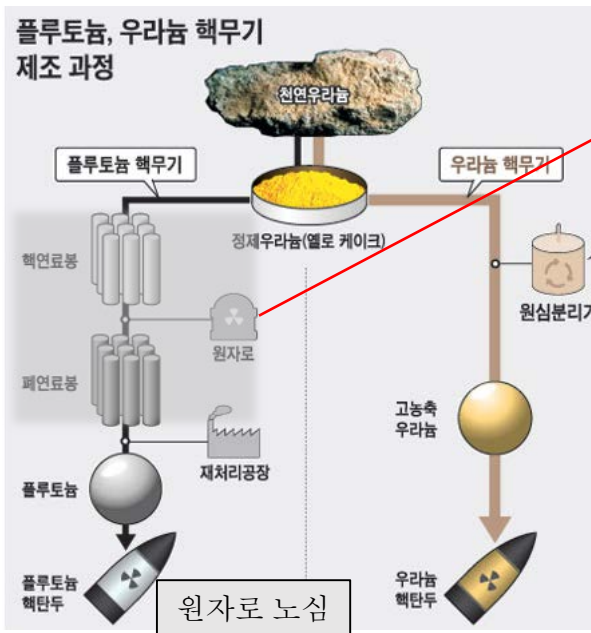
# 3. 연구 분야 - 북핵 검증을 위한 흑연 동위원소 비율법

- ❖ 북한은 영변에 위치한 흑연 감속 원자로에서 핵무기를 생산하기 위해 플루토늄을 만들고 있음.
- ❖ 흑연 동위원소 비율법은 북한 비핵화 시 북한이 원자로 운전에 대한 정보를 제공하지 않아도 생산된 플루토늄 양을 추정할 수 있는 기술임.

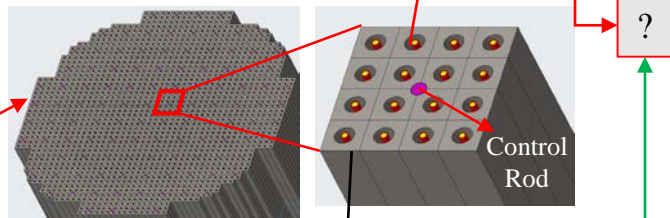


# 3. 연구 분야 - 북핵 검증을 위한 흑연 동위원소 비율법

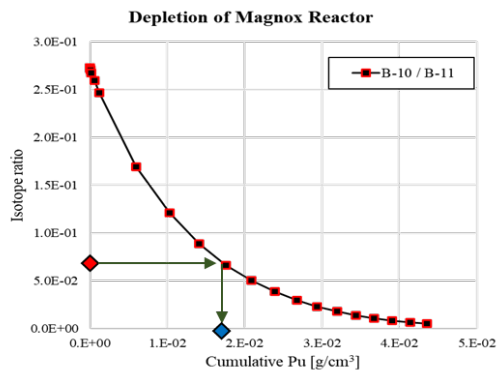
## 1. 발전소 가동



## 2. 플루토늄 생산

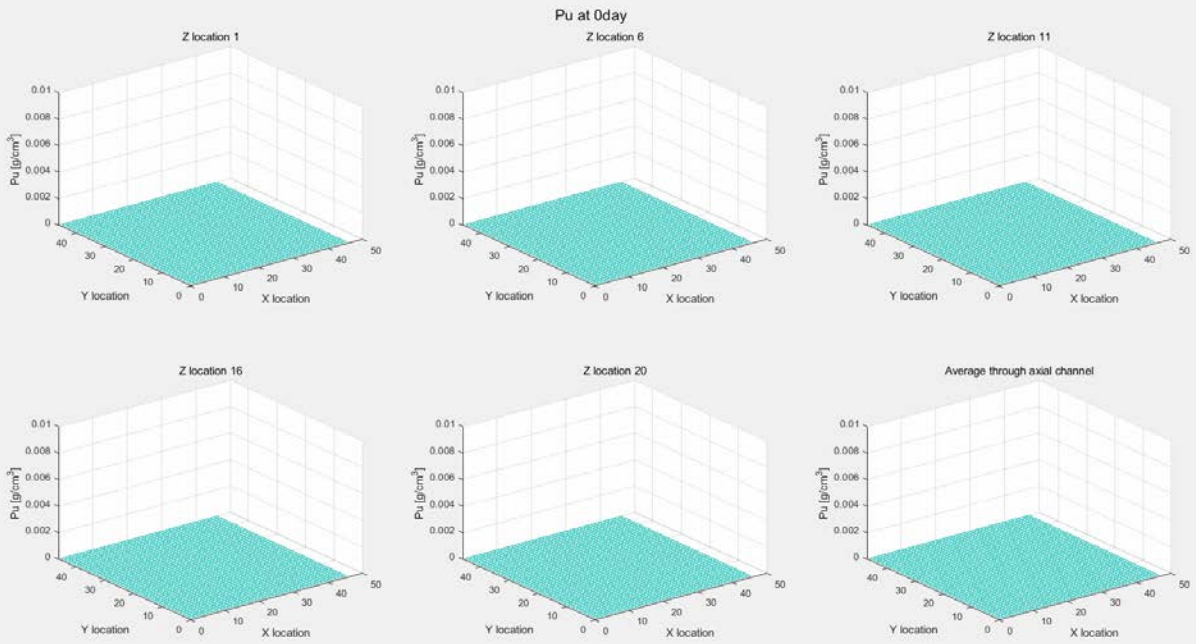


## 3. 흑연 내 불순물의 동위원소 변화



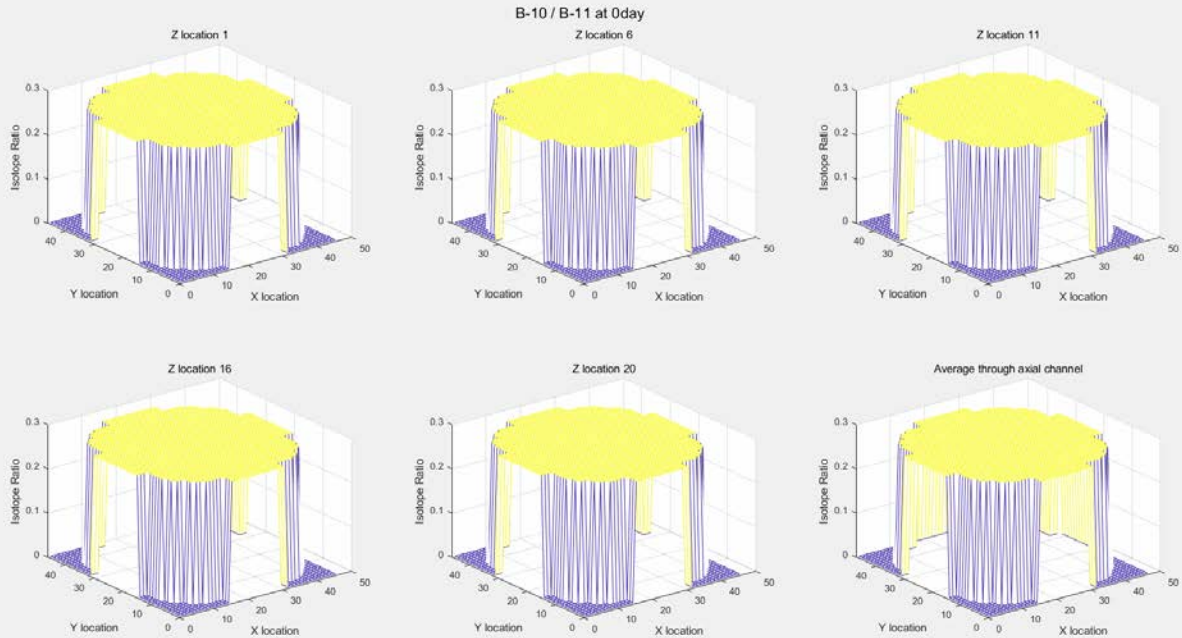
추정 가능

# 3. 연구 분야 - 복핵 검증을 위한 흑연 동위원소 비율법





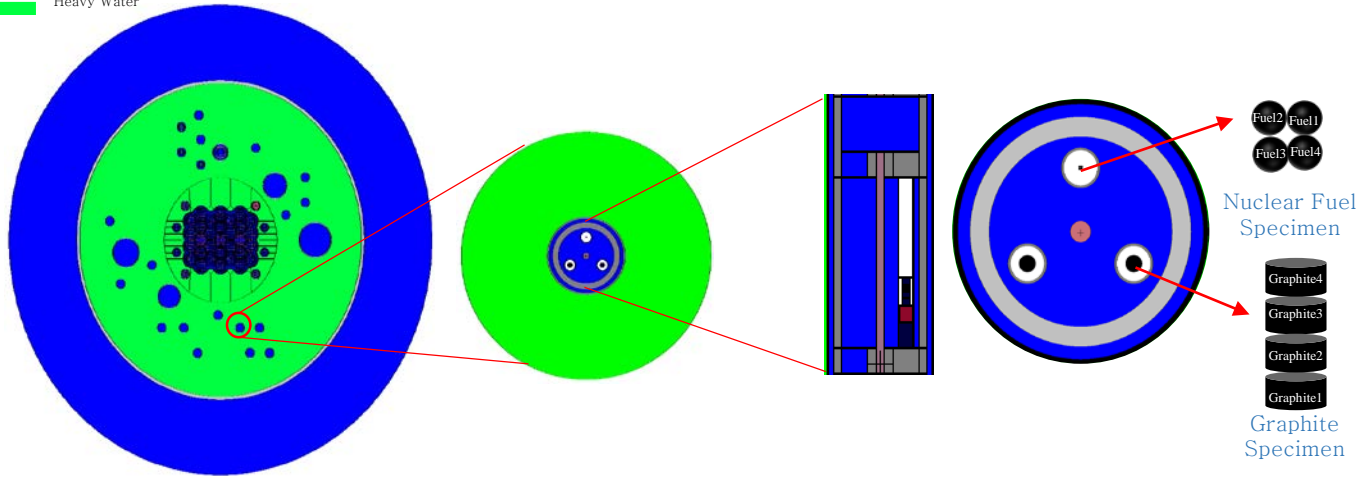
# 3. 연구 분야 - 북핵 검증을 위한 흑연 동위원소 비율법



# 3. 연구 분야 - 복핵 검증을 위한 흑연 동위원소 비율법

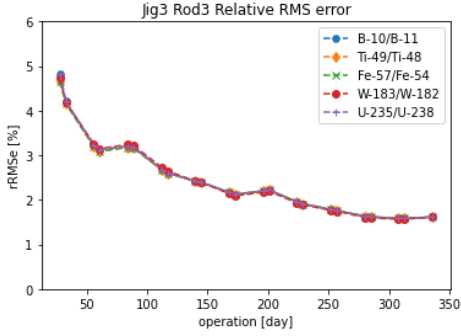
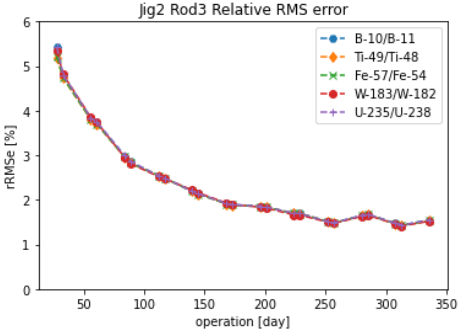
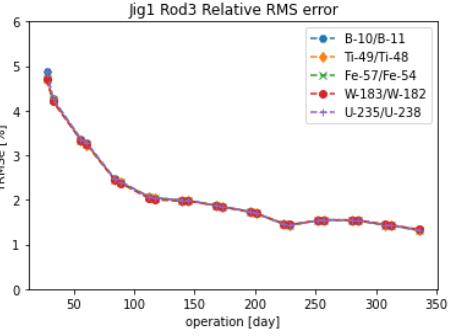
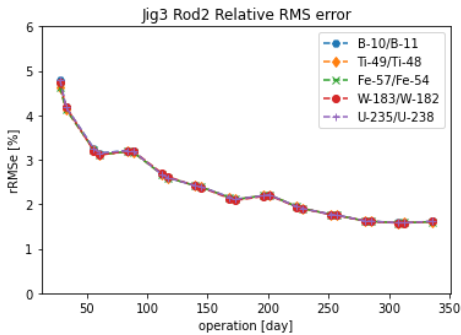
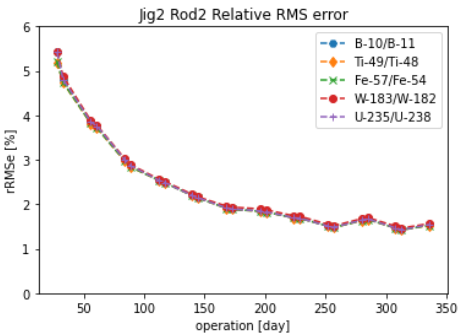
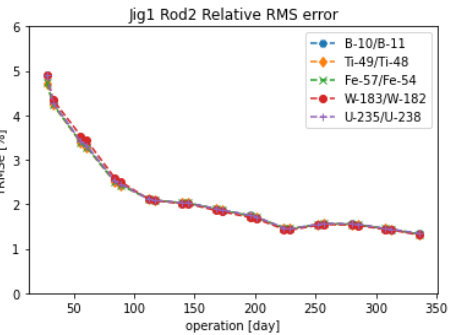
- ❖ 흑연 동위원소 비율법 개발을 위해 국내 연구용 원자로 하나로 연소 실험 모사
- ❖ 결과의 불확실도에 영향을 미치는 요소를 분석하고 요소별 불확실도를 분석함

■ Light Water  
■ Heavy Water



# 3. 연구 분야 - 북핵 검증을 위한 흑연 동위원소 비율법

## ❖ 통계학적 오차에 의한 불확실도 분석



# 3. 연구 분야 - 방사선 차폐 검증

## □ SINBAD Benchmark를 이용한 시뮬레이션 계산 정확성 검증

### ➤ SINBAD Benchmark 란?

SINBAD — Shielding Integral Benchmark Archive and Database.

A new release of the radiation shielding experiments database (SINBAD) was issued in 2012.

- Reactor Shielding — 47
- Fusion Neutronics Shielding — 31
- Accelerator Shielding — 23

### 검증 과정

Build  
experimental  
model  
( MCNP&MCS )

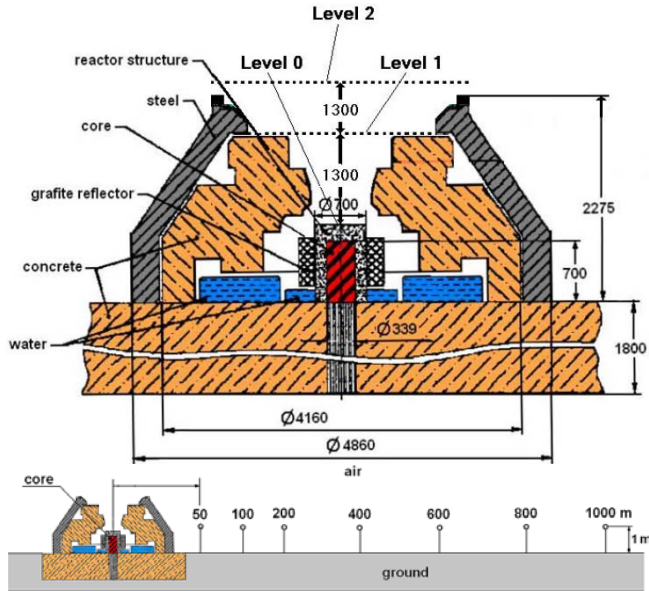
Comparison of  
simulation  
results and  
experimental  
results

Analyze the  
reason for the  
difference in  
results

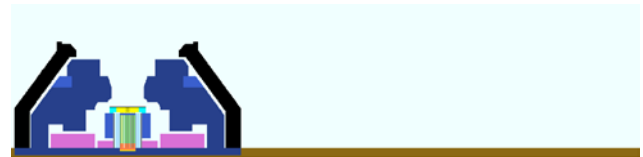
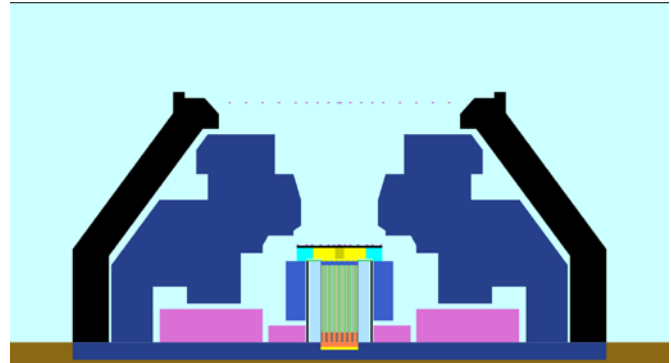
# 3. 연구 분야 - 방사선 차폐 검증

□ SINBAD Benchmark를 이용한 시뮬레이션 계산 정확성 검증

➤ Example-Skyshine experiment



Actual reactor model



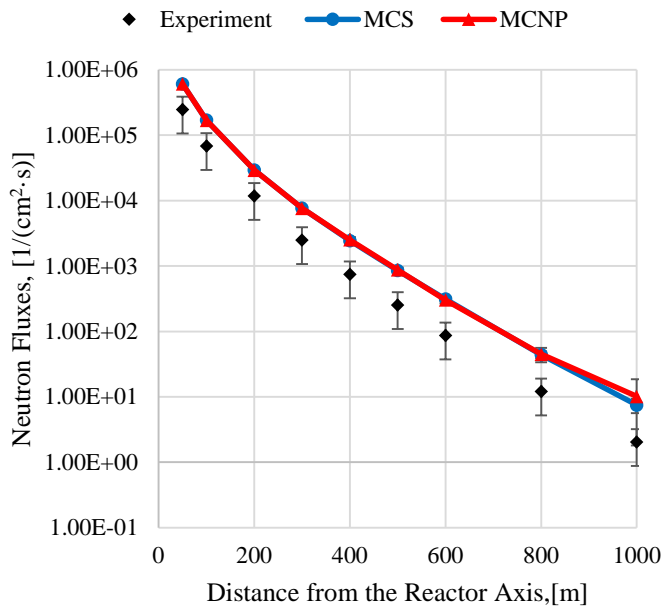
Simulated reactor model

# 3. 연구 분야 - 방사선 차폐 검증

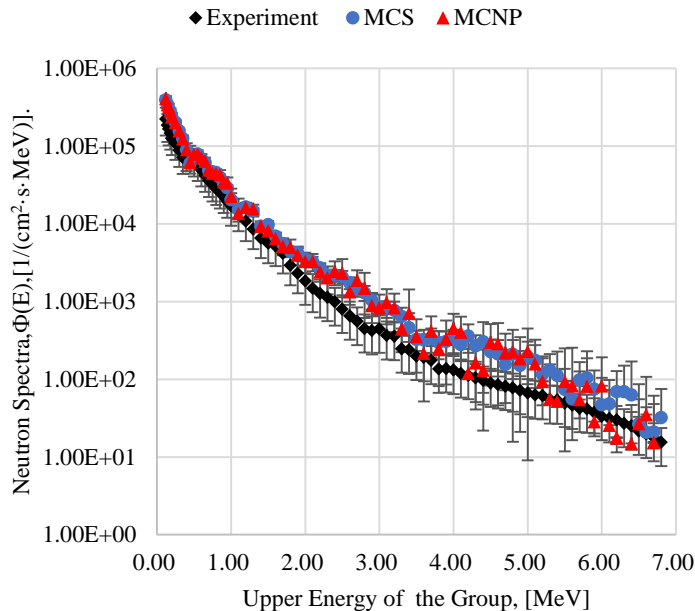
□ SINBAD Benchmark를 이용한 시뮬레이션 계산 정확성 검증

➤ Example-Skyshine experiment

**Thermal Neutron Fluxes**  
 $\Phi_t, [1/(cm^2 \cdot s)]$



**Differential Neutron Spectra at 100m from the RA Reactor,  $\Phi(E), [1/(cm^2 \cdot s \cdot MeV)]$ .**



# 서버 클러스터



---

Name	Uranium
No. of node	34
CPU	E5-2660 V4 (28core)
CPU	Xeon Gold 6230R (52core)
Memory per core (GB)	6~8

---



# Reactor Physics and Particle Transport Computer Simulation Laboratory



Thank you