



Japan Atomic Energy Agency

未来へげんき  
To the Future / JAEA

令和3年度  
原子力規制庁技術基盤グループ-原子力機構安全研究・防災支援部門  
合同研究成果報告会

# 原子力機構 臨界安全研究Grの研究概要

令和3年11月2日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構  
安全研究・防災支援部門 安全研究センター  
臨界安全研究グループ

本研究(の一部)は原子力規制庁の東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備事業の成果である。

# 研究背景

- 臨界安全研究をとりまく状況と課題
  - 核燃料物質を取扱う際の臨界管理は責務
    - 最大取扱質量などプロセス量に核的制限値を定める
  - 近年の計算科学技術の発達等により、従来手法の合理化ニーズ
    - 未臨界であると判断できる推定臨界下限増倍率の見直し
    - 燃焼度クレジット導入などの支援
  - 福島第一原子力発電所事故における臨界管理
    - 組成・性状不定の燃料デブリが発生
      - 燃料デブリ取出し作業の臨界管理は従来手法では対応できない
    - 一時的に臨界超過になる確率とその影響の評価によるリスク評価を併用することが検討されている

# トピックス紹介

---

- 燃料デブリの臨界特性を網羅的に把握する
  - 臨界マップデータベース
- 計算解析（コード、核データ）を臨界実験で検証する
  - STACY設工認支援
  - STACY実験の具体的検討
- 燃焼計算の妥当性を実燃料の照射後試験で検証する
  - 照射後試験(PIE) / 燃焼解析

# 臨界マップデータベース

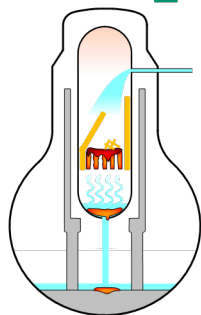
## 目的

- 燃料デブリの臨界管理に資するため、多様なデブリ組成に対する臨界特性の基礎データを取得する。

## 実施内容

- 膨大な数の解析作業の管理のためのデータベースの開発
- デブリの臨界特性を特徴づけるパラメータの調査

判明した燃料デブリ性状を入力



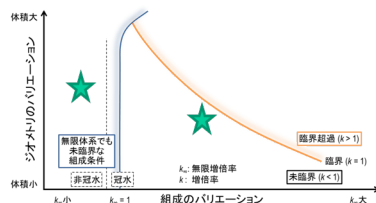
新性状を見出した場合は計算要求



クライアント

臨界リスク基礎データベース (JAEA)

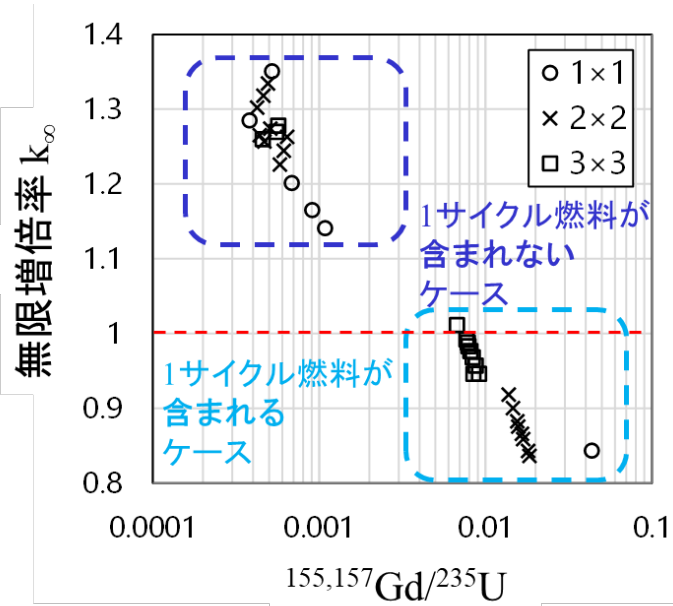
増倍率計算サーバー (JAEA)



● 有限体系の臨界特性データ

● 組成条件と無限増倍率( $k_{\infty}$ )

● 組成条件・ジオメトリ条件と実効増倍率( $k_{eff}$ )



データベースシステムのイメージ

(結果例)  $^{155,157}\text{Gd}/^{235}\text{U}$ による $k_{\infty}$ の整理

## 今後の検討

- 空間的な乱雑さを考慮した場合 (Solomonの結果) 及びより現実的な組成条件における臨界特性データの整理

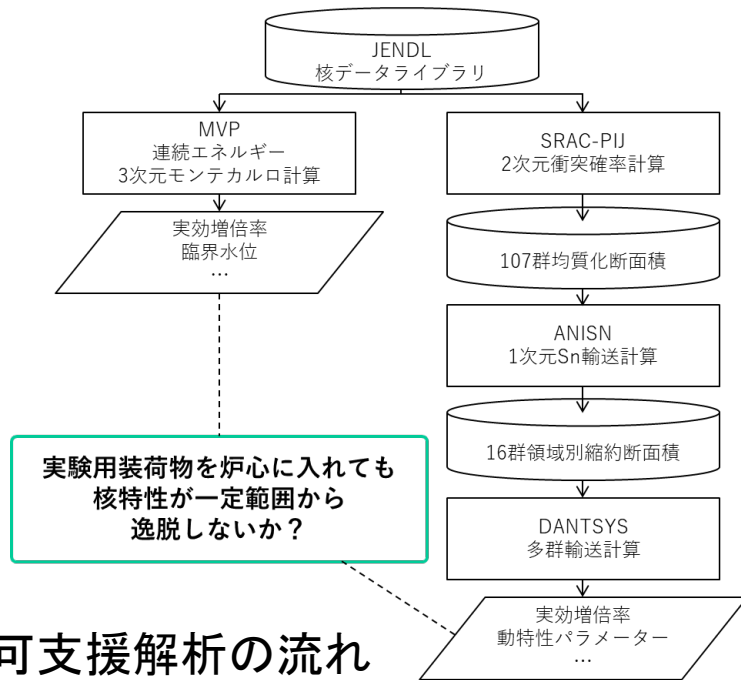
# STACY設工認支援

## 目的

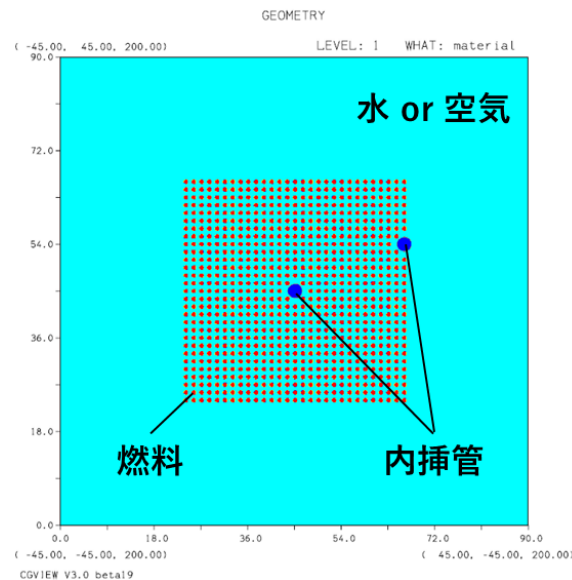
- 実験用装荷物を含むSTACY実験炉心の核特性の事前把握

## 実施内容

- 連続エネルギーモンテカルロコードMVPまたは多群輸送計算コードDANTSYSを用いた核特性解析



許認可支援解析の流れ



内挿管を含む炉心の解析モデル例

## 今後の予定

- 内挿管の配置、内容物を考慮した解析の実施
- 実験用装荷物を用いる実験炉心の設工認取得

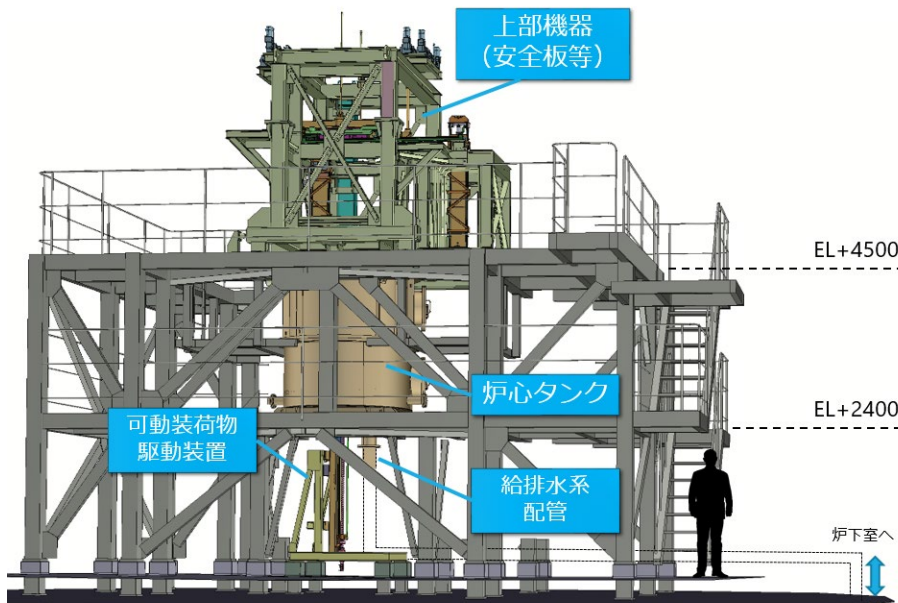
# STACY実験の具体的検討

## 目的

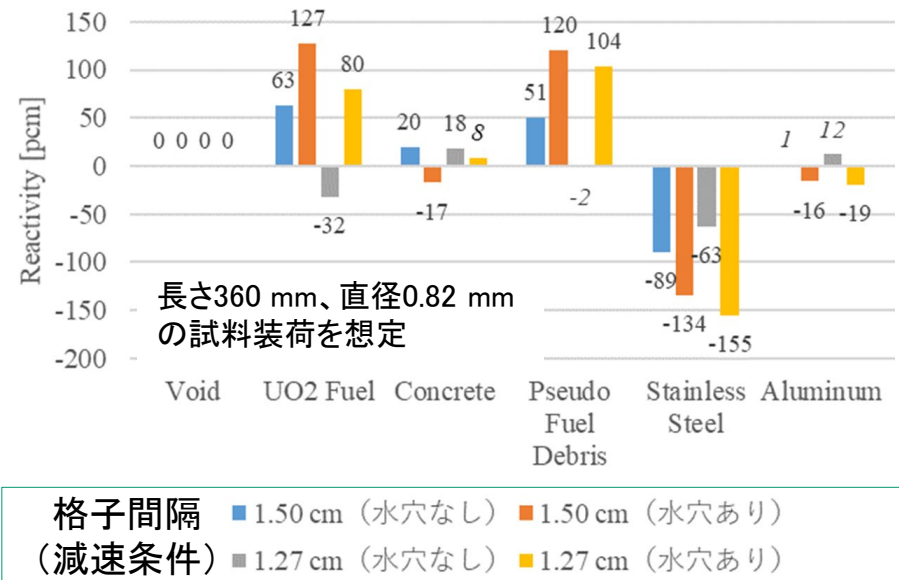
- 燃料デブリ模擬体を装荷した場合の反応度の試算
- 可動装荷物駆動装置(STACY附帯設備)の設計支援

## 実施内容

- コンクリート成分を含む燃料デブリ模擬体と、その他の装荷予定試料の反応度を計算解析で評価した



STACY更新炉の完成予想図



(結果例) 中性子減速条件ごとの反応度

## 今後の検討

- 可動装荷物駆動装置の本設計に基づく再評価の実施
- 測定可能な反応度を得られる試料装荷量の決定

# 照射後試験(PIE) / 燃焼解析

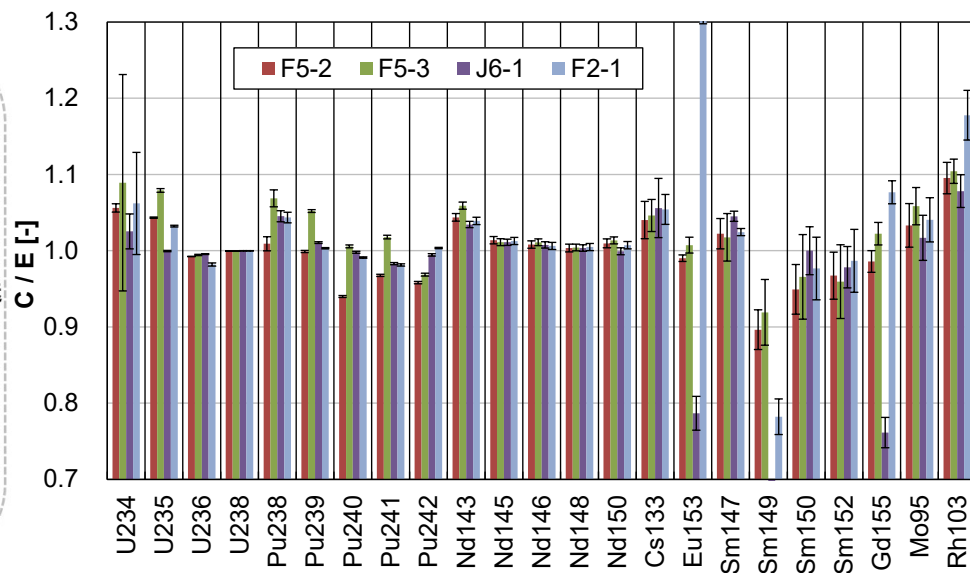
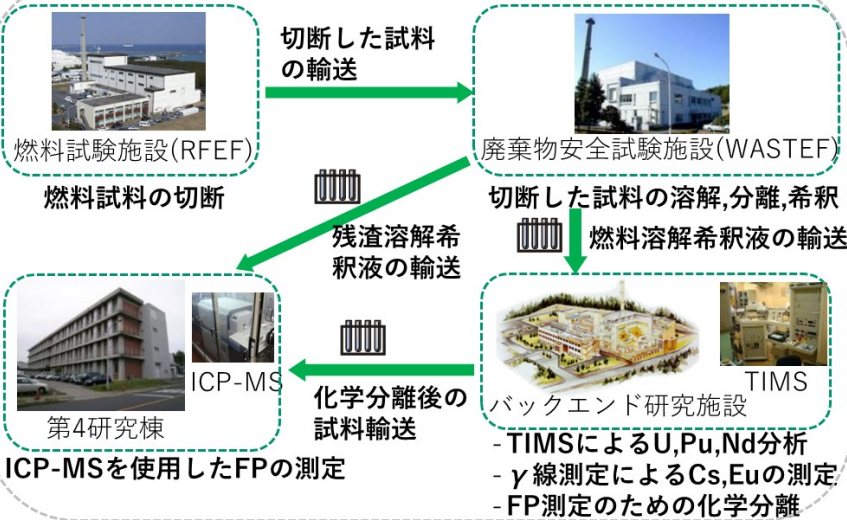
## 目的

- 燃料デブリ組成評価に用いる燃焼計算コードSWAT4.0の検証
- 将来の燃料デブリ分析やPIEに向けた分析技術の維持・向上

## 実施内容

- 大飯発電所4号機高燃焼度燃料9試料のPIE(核種組成測定)
- SWAT4.0による解析及び測定結果との比較

JAEA(原子力科学研究所)



実施した核種組成測定の流れ

(結果例)4試料の主要核種組成のC/E値

## 今後の検討

- 解析手法/核データへのフィードバック
- PIE技術の燃料デブリ分析手法への応用



Japan Atomic Energy Agency

未来へげんき  
To the Future / JAEA

令和3年度  
原子力規制庁技術基盤グループ-原子力機構安全研究・防災支援部門  
合同研究成果報告会

# Development of adjoint-weighted k-eigenvalue sensitivity coefficient capability in Solomon solver

令和3年11月2日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構  
安全研究・防災支援部門 安全研究センター  
臨界安全研究グループ

Tuya Delgersaikhan

本研究(の一部)は原子力規制庁からの受託事業の成果である。



# Introduction and methodology

## Introduction

- A new continuous-energy neutron transport Monte Carlo solver Solomon is under development at JAEA.
- The Solomon solver has a distinct capability of calculating criticality of continuously-varying random media expressed with randomized Weierstrass function [1].
- One important feature of any Monte Carlo transport code is a capability for sensitivity/uncertainty analysis.
- This presentation discusses the development of  $k$ -eigenvalue sensitivity coefficient capability for the Solomon solver.

## Methodology

An adjoint-weighted sensitivity coefficient (SC) for nuclear data  $x$  of an isotope  $j$  is given as [2]:

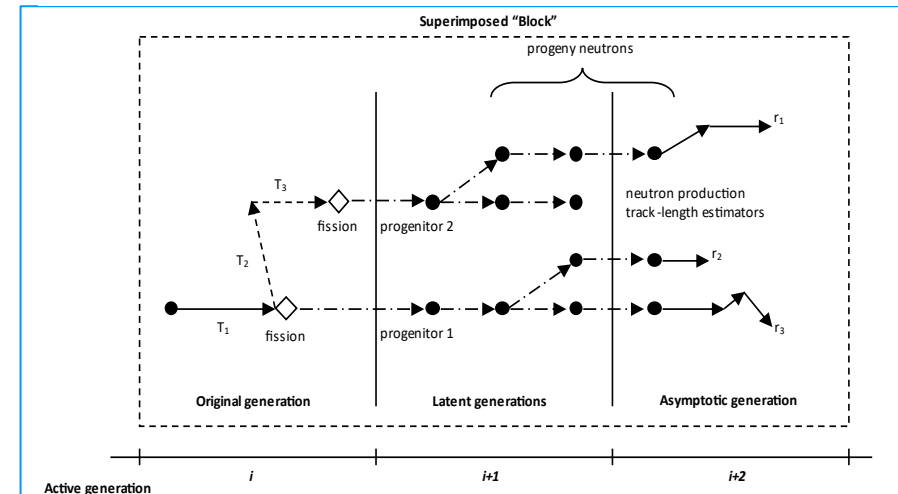
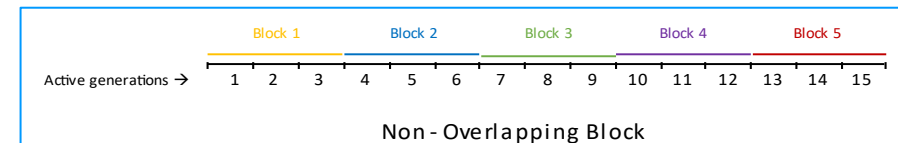
$$S_{k,x}^j \equiv \frac{x^j}{k} \frac{dk}{dx^j} \quad (1)$$

$$dk = - \frac{\langle \psi^\dagger, (d\Sigma_t - dS - \lambda dF)\psi \rangle}{\langle \psi^\dagger, \lambda^2 F\psi \rangle} \quad (2)$$

## Methodology (cont'd)

Adjoint-flux ( $\psi^\dagger$ ) can be replaced by iterated fission probability (IFP) in Monte Carlo calculation [3][4] because

- IFP is proportional to adjoint-flux,
  - IFP can be estimated in MC forward calculation.
- The IFP for a given source  $s(\mathbf{r}, E, \Omega)$  can be estimated by total number of fission neutrons produced by its progeny neutrons many generations later.



# Methodology (cont'd) and results

The IFP for given source is then estimated using the track-length estimator in the asymptotic generation as [3]:

$$R_p = \sum_{n \in p} r_n = \sum_{n \in p} \sum_{\tau \in n} \nu_2 \Sigma_{2,f} w l_\tau \quad (3)$$

where  $\tau$ ,  $w$ , and  $l_\tau$  denote track, weight, and length of the track, respectively, of progeny neutron  $n$  that descended from progenitor  $p$ , which is the source.

## Results

The developed SC capability in the Solomon solver has been applied to the benchmark Godiva core [5] with following calculation conditions:

- # of active cycles:  $1 \times 10^4$  (# of inactive: 20)
- # of history per cycle:  $1 \times 10^4$
- # of cycles per block (i.e. block size): 5
- Energy mesh: SCALE-238 group energy grid

The SC results by the Solomon solver are compared with those of other codes such as SCALE and OpenMC.

	Solomon	OpenMC (IFP) [6]
U-235 energy-integrated elastic SC, ( $1\sigma$ )	$1.080 \times 10^{-1}$ ( $6.7 \times 10^{-4}$ )	$1.048 \times 10^{-1}$ ( $8.6 \times 10^{-4}$ )

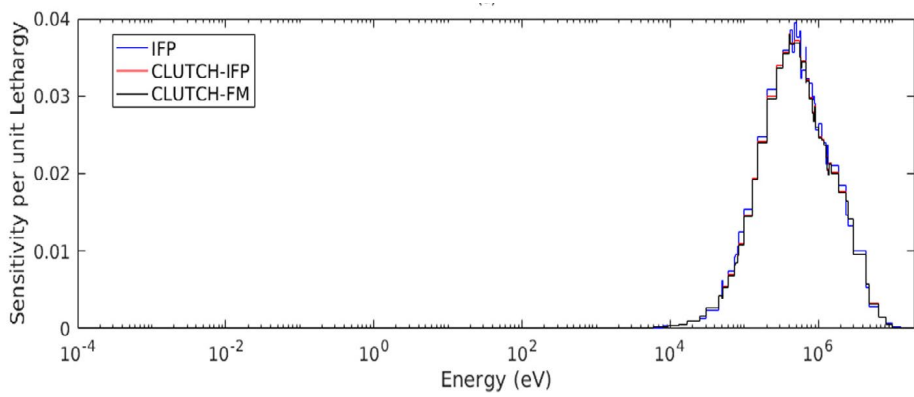
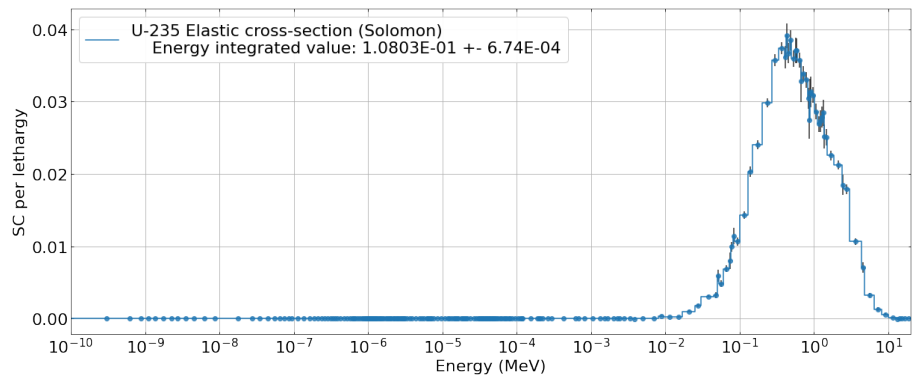


Fig 1. U-235 elastic scattering SC by Solomon and OpenMC [6]

# Results

	Solomon	OpenMC (IFP) [6]
U-238 energy-integrated elastic SC, ( $1\sigma$ )	$6.561 \times 10^{-3}$ ( $9.2 \times 10^{-6}$ )	NA

	Solomon	SCALE (IFP) [7]
U-235 energy-integrated nubar SC, ( $1\sigma$ )	$9.820 \times 10^{-1}$ ( $5.9 \times 10^{-4}$ )	$9.824 \times 10^{-1}$ ( $2.9 \times 10^{-4}$ )

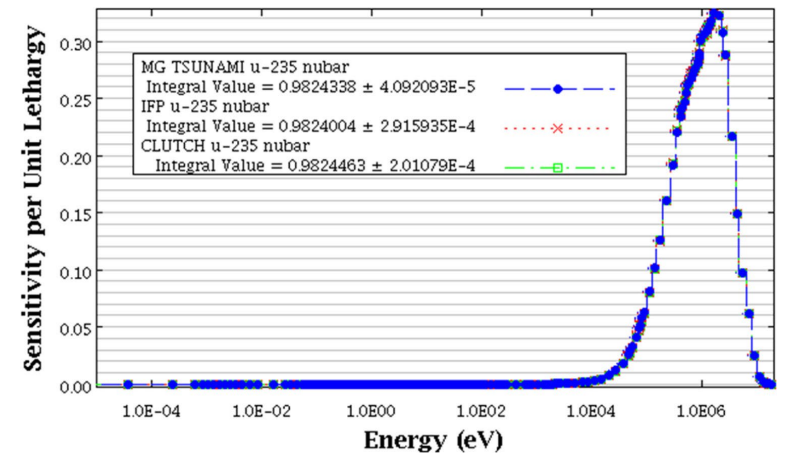
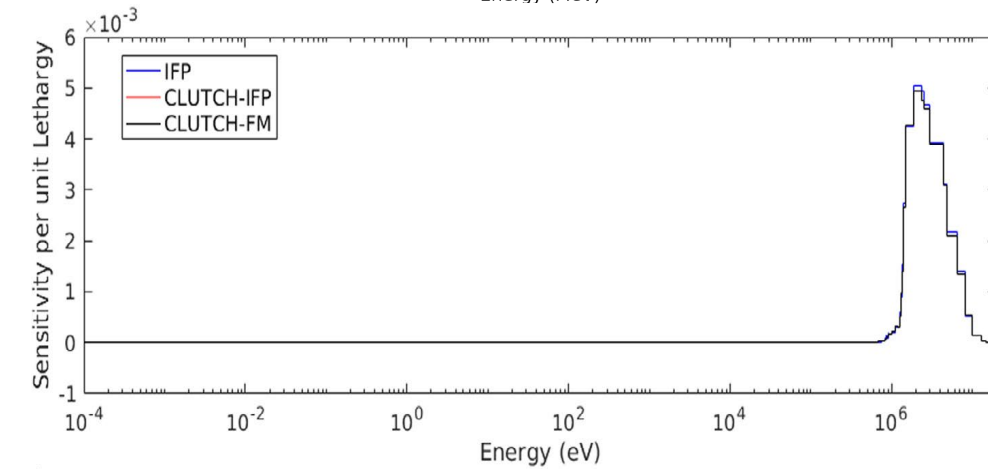
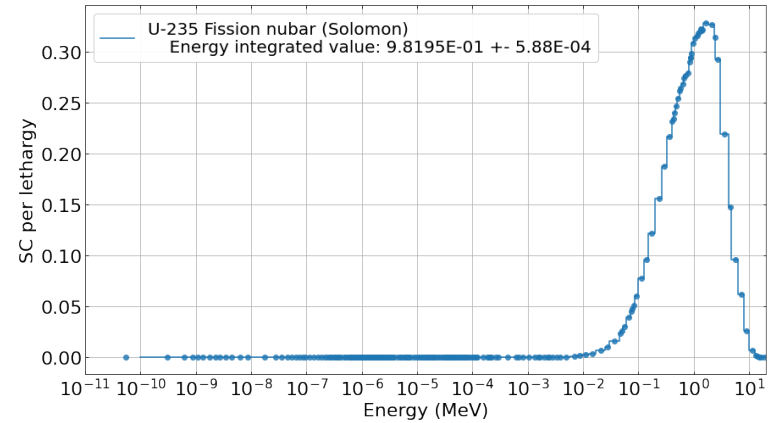
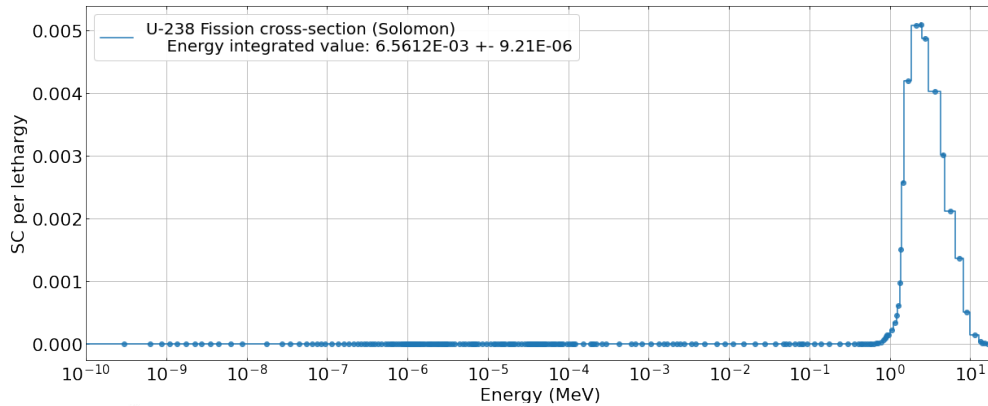


Fig 2. U-238 elastic scattering SC by Solomon and OpenMC [6]

Fig 3. U-235 fission nubar SC by Solomon and SCALE [7]

# Conclusion and references

	Solomon	SCALE (IFP) [7]
U-238 energy-integrated total nuclide SC, ( $1\sigma$ )	$1.713 \times 10^{-2}$ ( $2.0 \times 10^{-4}$ )	$1.779 \times 10^{-2}$ ( $1.0 \times 10^{-4}$ )

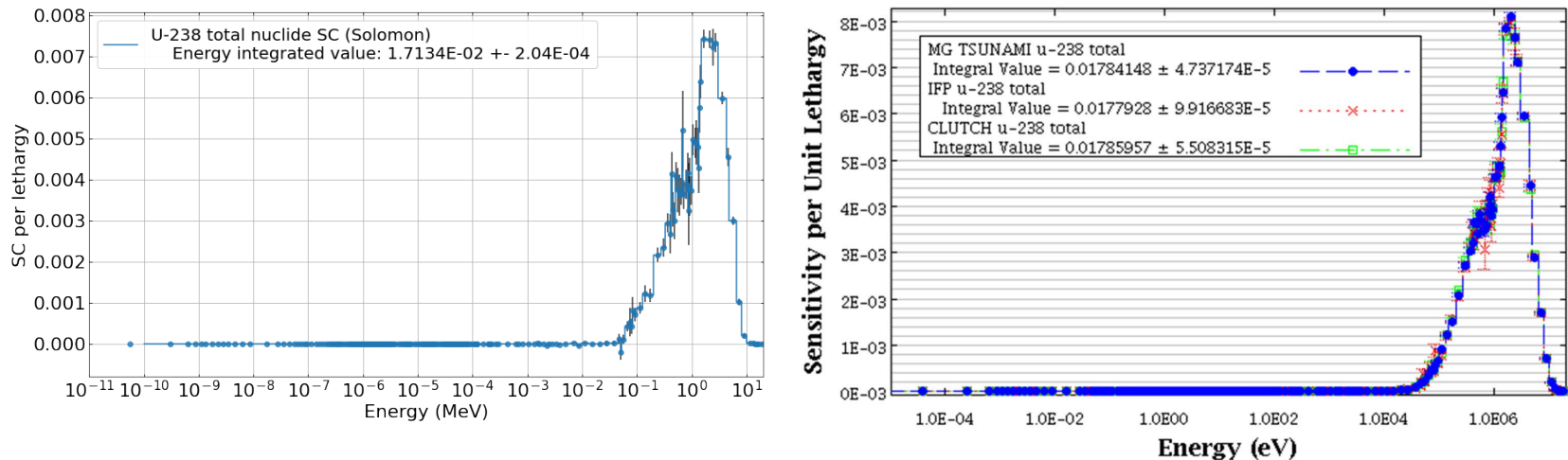


Fig 4. U-238 total nuclide SC by Solomon and SCALE [7]

## Conclusion

- The Solomon solver, which is a new continuous-energy neutron transport Monte Carlo code, is under development at JAEA.
- Adjoint-weighted  $k$ -eigenvalue sensitivity coefficient calculation capability has been newly implemented in the Solomon solver.
- The developed capability has been applied to the benchmark Godiva core for verification purpose.
- Solomon results showed good agreement with reference results by OpenMC and SCALE codes.

# Appendix

---

---

## References

1. Y. Nagaya et al., "Solomon: A Monte Carlo solver for criticality safety analysis", *11<sup>th</sup> International Conference on Nuclear Criticality Safety*, Paris, France (2019)
2. B. C. Kiedrowski et al, "Adjoint-based k-eigenvalue sensitivity coefficients to nuclear data using continuous-energy Monte Carlo", *Nuclear Science and Engineering*, Vol. 174, pp. 227-244 (2013)
3. B. C. Kiedrowski et al, "Adjoint-weighted tallies for k-eigenvalue calculations with continuous-energy Monte Carlo", *Nuclear Science and Engineering*, Vol. 168, pp. 226-241 (2011)
4. Y. Nauchi et al, "Development of calculation technique for iterated fission probability and reactor kinetic parameters using continuous-energy Monte Carlo method", *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol. 47, pp. 977-990 (2010)
5. R. J. LaBauve, Bare, highly enriched uranium sphere (Godiva), HEU-MET-FAST-001, Volume II, NEA/NSC/DOC(95)03/II, International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments, 2003 Edition, Nuclear Energy Agency, OECD (2003)
6. Xingjie Peng et al, "Development of continuous-energy sensitivity analysis capability in OpenMC", *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 110, pp. 362-383 (2017)
7. C. M. Perfetti et al, "SCALE continuous-energy eigenvalue sensitivity coefficient calculations", *Nuclear Science and Engineering*, Vol. 182, pp. 332-353 (2016)