

Thu. Sep 12, 2024

Planning Lecture | Technical division and Network : Radiation Science and Technology

📅 Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏢 Room
A (Recture RoomsA 1FA101)

[2A_PL] Researches on analysis and control systems using lasers and their applications to nuclear engineering

Chair: Jun Kawarabayashi (TCU)

[2A_PL01]

Development of controllability of isotopic motional states with lasers

*Shuichi Hasegawa¹ (1. UTokyo)

[2A_PL02]

Development of a Laser Resonance Ionization Micro-Imaging Apparatus

*Tetsuo Sakamoto¹ (1. Kogakuin Univ.)

[2A_PL03]

Remote and in situ analysis under rough and severe radiation environments using laser induced breakdown spectroscopy

*Ikuo Wakaida¹ (1. JAEA)

[2A_PL04]

Trace isotope analysis with cavity enhanced laser absorption spectroscopy and its applications

*Hideki Tomita¹ (1. Nagoya Univ.)

Planning Lecture | Technical division and Network : Fusion Engineering Division

📅 Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏢 Room
B(Reecture RoomsA 1F A102)

[2B_PL] Potential risks of fusion reactors

Chair:Hiroyasu Tanigawa(QST)

[2B_PL01]

Overview of Fusion Energy Safety Consideration Task Force

*Hiroko Kondo¹ (1. Matrix K)

[2B_PL02]

Status of Research Advisory Committee in AESJ

*Takumi Hayashi¹ (1. QST)

[2B_PL03]

Risks and Countermeasures for Magnetic Field Confinement Fusion Facilities

*Yoji Someya¹ (1. QST)

[2B_PL04]

Environmental behavior of radionuclides originating from fusion facilities in the field

*Sumi Yokoyama¹ (1. Nagasaki Univ.)

[2B_PL05]

Potential risks on laser fusion facilities

*Keisuke Shigemori¹ (1. Osaka Univ.)

[2B_PL06]

Discussion

Planning Lecture | Board and Committee : Board of Directors[Co-organized by Nuclear Safety Division]

📅 Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏢 Room E(Recture RoomsA 2F A200)

[2E91_PL] Safety of Nuclear Power Plants against Earthquakes and Tsunamis - Lessons from the Noto Peninsula Earthquake -

Chair:Seiichi Koshizuka(UTokyo)

[2E91_PL01]

Assessments and long-term evaluation of earthquakes in Japan since the 2011 Great East Japan Earthquake Disaster

*Kenji Satake¹ (1. UTokyo)

[2E91_PL02]

Tsunami generation and impacts caused by the 2024 Noto Peninsula earthquake

*Fumihiko Imamura¹ (1. Tohoku Univ.)

[2E91_PL03]

Current state of seismic and tsunami resistance at nuclear power plant based on the 2024 Noto Peninsula earthquake

-

*Susumu Nakamura¹ (1. Nihon Univ.)

[2E91_PL04]

Discussion

All Presenters, Hiroyuki Oigawa¹, Akio Yamamoto² (1. JAEA, 2. Nagoya Univ.)

Planning Lecture | Over view Report : Investigation Committee on Nuclear Data[Co-organized by Nuclear Data Division]

📅 Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏢 Room F(Recture RoomsA 2F A202)

[2F_PL] Nuclear data for future -Toward next generation JENDL-

Chair:Katsuhisa Nishio(JAEA)

[2F_PL01]

Advancing Fission Nuclear Data Evaluation Techniques

*Shin Okumura¹ (1. IAEA)

[2F_PL02]

Muon Nuclear Data

*Megumi Niikura¹ (1. RIKEN)

[2F_PL03]

Nuclear data for reactor licensing

*Hiroami Yamamoto¹ (1. MHI)

[2F_PL04]

Production of Medical Isotopes and Evaluation of Radiation Therapy Doses

*Chikako Ishizuka¹ (1. Tokyo Tech)

Planning Lecture | Technical division and Network : Advanced Reactor Division

📅 Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏢 Room
G(Recture RoomsB 1F B101)

[2G_PL] New technology development expected for advanced reactors toward massive expansion of renewable energy capacity

Chair:Takaaki Sakai(Tokai Univ.)

[2G_PL01]

Development trends of nuclear-renewable hybrid energy technologies in Japan and foreign countries

*Hidemasa Yamano¹ (1. JAEA)

[2G_PL02]

Advanced reactors and energy mix

*Ryoichi Komiyama¹ (1. UTokyo)

[2G_PL03]

Annual simulation of fast reactor with thermal energy storage based on price following model

*Shoma Fujii¹ (1. UTokyo)

[2G_PL04]

Safety design technologies of fast reactor with thermal energy storage

*Kazuya Takano¹ (1. JAEA)

Planning Lecture | Technical division and Network : Thermal Hydraulics Division[Co-organized by
Computational Science and Engineering Division]

📅 Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏠 Room
H(Recture RoomsB 1F B102)

[2H_PL] Progress of CFD in nuclear thermal hydraulics

Chair:Yoshihisa Nishi(CRIEPI)

[2H_PL01]

Application of CFD into Risk Assessment

Quantification of Uncertainty

*Takashi Takata¹ (1. UTokyo)

[2H_PL02]

Progress of CFD in Research Institute

Current Status and Future Development of Mechanistic simulation

*Susumu Yamashita¹ (1. JAEA)

[2H_PL03]

Progress of CFD in Industry

Application to Reactor Vessel pressure loss evaluation

*Tomoaki Ogata¹ (1. MHI)

[2H_PL04]

Deployment of Thermal Hydraulics CFD Technologies for Sodium-cooled Fast Reactor Development

*Masaaki Tanaka¹ (1. JAEA)

Planning Lecture | Technical division and Network : Risk Science and Technology Division

📅 Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏢 Room
I(Reecture RoomsB 1F B103)

[2I_PL] Issues in Application of PRA -Dealing with Uncertainties in Input Information-

Chair:Yoshiyuki Narumiya(JANSI)

[2I_PL01]

Use and uncertainty of findings from PRA

*Kazuo Sakuramoto¹ (1. TEPSYS)

[2I_PL02]

Methodology for dealing with uncertainty in component reliability data for PRA

*Tomoaki Yoshida¹ (1. CRIEPI)

[2I_PL03]

Input information uncertainty in seismic PRA

(1) Hazard analysis

*Masato Nakajima¹ (1. CRIEPI)

[2I_PL04]

Input information uncertainty in seismic PRA

(2) Fragility analysis

*Ryusuke Haraguchi¹ (1. MHI)

[2I_PL05]

Methodology for dealing with fire modelling uncertainty

*Junghoon Ji¹ (1. CRIEPI)

Planning Lecture | Technical division and Network : Social and Environmental Devision

📅 Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏢 Room
J(Reecture RoomsB 1F B104)

[2J_PL] Thinking about Fukushima's reconstruction and decommissioning from "place of dialogue"

Chair:Kohta Juraku(TDU)

[2J_PL01]

Thinking about Fukushima's reconstruction and decommissioning from "place of dialogue" through collaboration between science, politics, and society

*Shunji Matsuoka¹ (1. Waseda Univ.)

[2J_PL02]

Activities of Fukushima Support Project

*Reiko Nunome¹ (1. RWMC)

[2J_PL03]

Discussion

Planning Lecture | Joint Session : Nuclear Fuel Division, Reprocessing and Recycle Technology Division

📅 Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏢 Room
N(Reecture RoomsB 2F B203)

[2N_PL] Issues and expectations for fuel fieldin "the Nuclear Fuel Cycle"

Chair:Isamu Sato(TCU)

[2N_PL01]

Commentary on fission products making impacts to fabrication, operation and storage of nuclear fuels

*Takeshi Sonoda¹ (1. CRIEPI)

[2N_PL02]

Issues caused by fission products and TRU, and requests to the front-end side

*Yoshinobu Niitsu¹ (1. JNFL)

[2N_PL03]

General discussion

Planning Lecture | Special Lecture : Local Organizing Committee

📅 Thu. Sep 12, 2024 3:00 PM - 4:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 6:00 AM - 7:30 AM UTC 🏢 Room
E(Reecture RoomsA 2F A200)

[2E92_PL] Robotic and remote technologies for accident response and decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

Chair:Makoto Takahashi(Tohoku Univ.)

[2E92_PL01]

Robotic and remote technologies for accident response and decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Hajime Asama¹ (1. UTokyo)

Planning Lecture | Technical division and Network : Radiation Science and Technology

📅 Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏢 Room
A(Recture RoomsA 1FA101)

[2A_PL] Researches on analysis and control systems using lasers and their applications to nuclear engineering

Chair:Jun Kawarabayashi(TCU)

[2A_PL01]

Development of controllability of isotopic motional states with lasers

*Shuichi Hasegawa¹ (1. UTokyo)

[2A_PL02]

Development of a Laser Resonance Ionization Micro-Imaging Apparatus

*Tetsuo Sakamoto¹ (1. Kogakuin Univ.)

[2A_PL03]

Remote and in situ analysis under rough and severe radiation environments using laser induced breakdown spectroscopy

*Ikuo Wakaida¹ (1. JAEA)

[2A_PL04]

Trace isotope analysis with cavity enhanced laser absorption spectroscopy and its applications

*Hideki Tomita¹ (1. Nagoya Univ.)

放射線工学部会セッション

レーザーを活用した分析計測・制御システムの研究と原子工学への展開
Researches on analysis and control systems using lasers and their applications to nuclear
engineering

レーザーによる同位体レベルでの運動制御による展開

Development of controllability of isotopic motional states with lasers

*長谷川 秀一¹¹東京大学

1. 背景

光と物質の相互作用において、光は2つの性質を持っている。1つ目はエネルギーであり、もう1つは運動量である。次の2式でそれぞれ表すことができる。

$$E = \frac{hc}{\lambda}, \quad p = \frac{h}{\lambda}$$

通常、相互作用において、光は物質にエネルギーを付与する形となる。レーザー分光の優れている点は、光のもつエネルギーをきわめて精密に制御することが可能であることを利用して、物質との相互作用をエネルギー選択的に「きれいに」誘起することで、その構造を高精度で明らかにできることである。これにより、原子・分子を同位体レベルの精度で選択的に励起することが可能であり、広くレーザー分光分析¹⁾として応用が進んでいる。

一方、光にはもう1つの性質として、運動量がある。放射線でのコンプトン効果など量子力学の発展においても、大きな役割を果たした。レーザー光の波長領域では、この運動量は極めて小さいことから、その利用については、原子ビーム偏向²⁾など提案としても限られていたが、レーザー冷却の実現により、今や原子・イオンだけでなく、分子へも広がりを見せている。ここでは、レーザー冷却を用いた同位体分析を中心に紹介する。

2. レーザー冷却を利用した同位体分析

同位体分析に用途を絞った場合、原子を対象にしたレーザー冷却の原理（磁気光学トラップ：Magneto-Optical Trap）を用いて、希ガスを対象にした ATTA（Atom Trap Trace Analysis）³⁾がすでに実用化の域に達している。近年ではさらに、⁴¹Ca を対象とした極微量同位体分析⁴⁾にも成功しており、その範囲を広げている。

これに対して、我々のグループではイオンを対象にしたレーザー冷却を検出部分に利用することで同様に極微量同位体分析への応用⁵⁾を目指している。中性原子と比較して、イオンの場合は電磁場による制御を利用できることから優位性があると考えているが、逆にイオンは外場に対して非常に敏感であることから、電磁場の設定が非常に重要である。

本講演では、我々の研究室で行っているイオンのレーザー冷却を用いた研究について紹介する。

参考文献：

- 1) 長谷川 秀一, レーザー共鳴励起を利用した同位体制御による極微量同位体分析手法の開発 RADIOISOTOPES 72, 197 (2023)
- 2) Nellessen, J., et al., Large-angle beam deflection of a laser cooled sodium beam, J. Opt. Soc. Am., B 6, 2149 (1989)
- 3) Chen, C. Y., et al., Ultrasensitive isotope trace analyses with magneto-optical trap, Science, 286, 1139 (1999)
- 4) T.-Y. Xia, et al., Atom-trap trace analysis of ⁴¹Ca/Ca down to the 10⁻¹⁷ level, Nature Phys. 19, 904 (2023)
- 5) Jung, K., et al., Laser cooling and imaging of individual radioactive ⁹⁰Sr⁺ ions, Phys. Rev. A, 96, 043424 (2017)

*Shuichi Hasegawa¹¹Utokyo

放射線工学部会セッション

レーザーを活用した分析計測・制御システムの研究と原子力工学への展開

Researches on analysis and control systems using lasers
and their applications to nuclear engineering

レーザー共鳴イオン化質量顕微鏡の開発

Development of a Laser Resonance Ionization Micro-Imaging Apparatus

*坂本 哲夫¹¹工学院大学

福島第一原発の廃炉において、建屋内のダストや燃料デブリの性状把握は喫緊の課題である。元素や同位体の分析には ICP-MS などのバルク分析が用いられることが多いが、マイクロメートルレベルの微小粒子や微小部位には適用できない。我々は PM2.5 を 1 粒子ずつ分析できる高い面分解能の飛行時間型二次イオン質量分析(TOF-SIMS)装置を開発した[1]。面分解能 40 nm は TOF-SIMS として世界記録であり、また、狙った粒子を断面加工し、内部分析もできることが特長である。

一方、廃炉工程に関連するダスト・デブリの分析は簡単ではない。一つの大きな問題は質量ピークが重なり、識別ができなくなる「同重体干渉」である。とくにダストやデブリは放射性同位元素や核分裂生成物が多種混在しており、同重体干渉の問題は避けては通れない。

そこで、我々は、TOF-SIMS 分析においてイオンビーム照射した際に同時に表面から放出されるスパッタ中性原子に着目し、特定の元素に固有の励起エネルギーに相当するレーザー光を照射し、イオン化させるレーザー共鳴イオン化法を TOF-SIMS 装置に組み込んだ。これをレーザー共鳴イオン化質量顕微鏡と呼んでいる。同重体干渉の例として、¹³⁷Cs と ¹³⁷Ba があり、それぞれ、質量は 136.9070895、136.9058274 であり、高い質量分解能の質量分析計を用いても分離が難しい。しかしながら、Cs と Ba はそれぞれ固有の内部励起準位を持っているため、Cs の励起準位に正確に波長を合わせたレーザーにより共鳴イオン化させれば Cs のみが検出されるため、同重体干渉が回避できる。実際に、原発敷地外で採取した放射性 Cs を含有する微粒子において、¹³³Cs, ¹³⁴Cs, ¹³⁵Cs, ¹³⁷Cs それぞれを検出・イメージングすることに成功した[2]。同重体干渉がないため、それぞれの質量ピーク強度が同位体比を表しており、同位体比パターンはシミュレーション結果と一致した。

本手法には波長可変のレーザーが必要であるが、従来であれば色素レーザーが用いられるが、繰り返し率が低く、イメージング分析のためには 10 kHz が必要であり、また、劣化のない全固体レーザーが望ましい。そこで、名古屋大学と共同で波長可変 Ti:Sapphire レーザーを 2 台備えた共鳴イオン化イメージング用レーザーシステムを開発した。その技術があればこそ、前述の Cs イメージングができたと言える。

本装置は現在、建屋内ダストの元素・同位体イメージングに活用されているが、分析のスループット向上のためには、レーザーシステムの遠隔操作、自動調整機構が必要である。また、元素ごとに最適なイオン化スキーム（基底状態からイオン化に至るまで、2 台のレーザーの波長をどのように選定するのか）をデータベース化する必要もあり、現在もその開発を進めている。これらの詳細について当日報告する。

参考文献

[1] T. Sakamoto et al., Appl. Surf. Sci., 255(4), 1617-1620, (2008).

[2] T. Sakamoto et al., Anal. Sci., 34(11), 1265-1270, (2018).

謝辞 本研究は、JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 JPJA21P21465814 の助成を受けたものです。

*Tetsuo Sakamoto¹¹Kogakuin Univ.

放射線工学部会セッション

レーザーを活用した分析計測・制御システムの研究と原子力工学への展開

Researches on analysis and control systems using lasers and their applications to nuclear engineering

レーザー誘起ブレイクダウン分光法を用いた過酷環境下における遠隔その場分析

Remote and in situ analysis under rough and severe radiation environments using laser induced breakdown spectroscopy

*若井田 育夫¹, 大場 弘則¹, 赤岡 克昭¹, 狩野 貴宏¹,
坂本 寛², 中西 隆造³, 柏倉 俊介⁴, 平等 拓範⁵, 池田 裕二⁶, 出口 祥啓⁷
¹JAEA, ²NFD, ³QST, ⁴立命館大, ⁵分子研, ⁶i-Lab. Inc., ⁷SL&PS Co.

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所（1F）の廃炉においては、過酷事故炉内から熔融燃料デブリ等を取り出すという世界的に類例のない作業を安全かつ円滑、迅速に実行することが求められている。このためには、まず、压力容器や格納容器内に存在する燃料デブリがどのような状態なのか、どんな組成構成となっているかを事前に知り、これを取り出し計画に反映させることが重要となる。また、中、長期的展望に立てば、取り出し作業時におけるデブリや構造物などの現場スクリーニングとそれに基づく分別採取、作業自身のモニタリング、そして最終的には、燃料デブリ等の取り出し完了確認のための炉内残存核燃料物質等のサーベランス等が不可欠であり、遠隔でのその場分析技術は、廃炉工程において重要な役割を持つものと考えられる。

レーザー誘起ブレイクダウン分光法（LIBS）は、非接触・その場・迅速分析が可能な手法の一つであり、光ファイバーによる伝送を組み合わせることで（図1）、遠隔その場分析を可能とする技術として耐放射線性等を含む基礎的な性能実証を重ね、実機適用に向けた技術開発に発展させてきた。本報告では、LIBSによるレーザーモニタリング分析手法開発の一連の取り組みと、1Fへの適用を目指した技術開発の現状について紹介する。

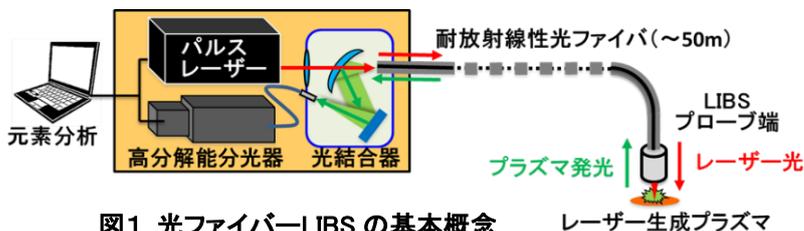


図1 光ファイバーLIBSの基本概念 レーザー生成プラズマ

2. 技術開発の現状

2.1 光ファイバーLIBSの特性

高線量率環境での利用を前提に、耐放射線性光ファイバーを利用した可搬型LIBS装置を開発し^[1] 光ファイバー長さ50 m、線量率10 kGy/h、積算線量数2 MGyの耐放射線性を有すること、図2に示すように、線量率0～10 kGy/hの環境でも、検量線に変化がなく、原理的にLIBS法自体が放射線の影響を受けにくいことを実証した^[2]。なお、水没試料に対しても、プローブ部からのガスによるバブリングにより、明瞭なスペクトル取得と気中同様の検量線が取得でき、定性・定量分析が可能であることも確認されている。

さらに、より現実的な燃料デブリへの適用性を実証するために、LIBSプローブのみをホットセルに導入し、使用済み燃料を含有した模擬燃料デブリを対象とした実証試験を行った。試験の様子を図3に、取得されたスペクトル例を図4に示す。使用済み燃料とZr、Feの

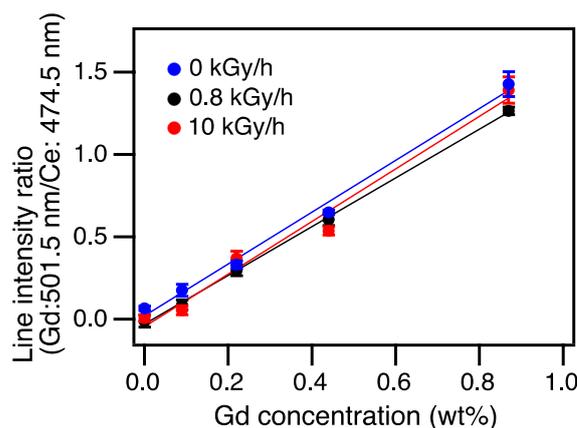


図2 ガンマ線照射下でのCe酸化物中のGd濃度に対する発光強度比 (Gd/Ce) の検量線例

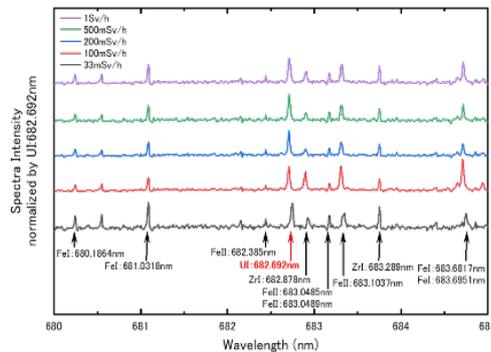
*Ikuro Wakaida¹, Hironori Ohba¹, Katsuaki Akaoka¹, Takahiro Karino¹, Kan Sakamoto², Ryuzo Nakanishi³, Shunsuke Kashiwakura⁴, Takunori Taira⁵, Yuji Ikuda⁶, Yoshihiro Deguchi⁷

¹JAEA, ²NFD, ³QST, ⁴Ritsumeikan Univ., ⁵IMS, ⁶i-Lab., Inc., ⁷SL&PS Co.

酸化物混合試料に対し、雰囲気線の線量率を 33 mSv/h~1.0 Sv/h に変化させた。その結果、スペクトル形状も、評価される混合比も、線量率に依らず計測・評価が可能であった。この結果は、実際の燃料デブリにおいても分析できる可能性が高いことを示している。なお、簡易分析手法として比較される携帯型 XRF では、15 mSv/h を超える試料に対して計測が困難となっており、光ファイバー-LIBS の有用性が示されている^[3]。



図3 使用済み燃料での試験^[3]



線量率: 33mSv/h~1.0Sv/h
での分析評価値の比較

	LIBSでの計測	実際の混合比
U/Zr	1.25	1.43
U/Fe	2.28	2.29

線量率に依存しない

典型的なU、Fe、Zrスペクトル(UI:682.692nmで規格化)

2-2. マイクロチップレーザーの導入

光ファイバー-LIBS では、パルスレーザー光を光ファイバーに入射することから、光ファイバーの長さとして 50 m 程度の制限がある。一方、1Fでの適用を考えると、100 m 級の超遠隔分析も求められてくる。そこで、発想を転換し、近年、その開発が目覚ましい手のひらサイズのマイクロチップレーザーを利用し、レーザー光源そのものを光ファイバーの先端に位置するマイクロチップレーザー-LIBS の導入を図った。分析性能はファイバー-LIBS とほぼ同様以上であり、耐放射線性も 1 kGy/h、1 MGy と十分であること、光ファイバー長さ 100 m であっても、問題なくスペクトルが取得できることが確認され、超遠隔分析の実現性が示された。実機適用に向け、より過酷な環境での利用実現を図る。

図4 Zr、Fe、酸化物混合使用済み燃料での計測例^[3]

光ファイバー-LIBS (基本性能の実証済み)

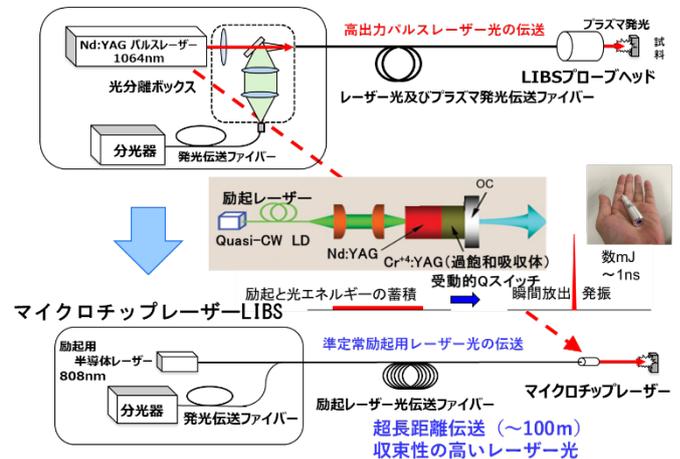


図5 マイクロチップレーザー-LIBS の導入

3-3 LIBS システムの拡張

光ファイバー-LIBS、マイクロチップレーザー-LIBS を基本とし、可搬型で使いやすい従来システム、超長尺対応のマイクロチップレーザー-LIBS、プラズマ寿命の延長に伴う信号強度の増倍を図るマイクロ波重畳 LIBS、そして水没試料、含水試料対応のレーザー二重照射 LIBS 等、適用場面に応じたシステムの拡張を図る計画である。

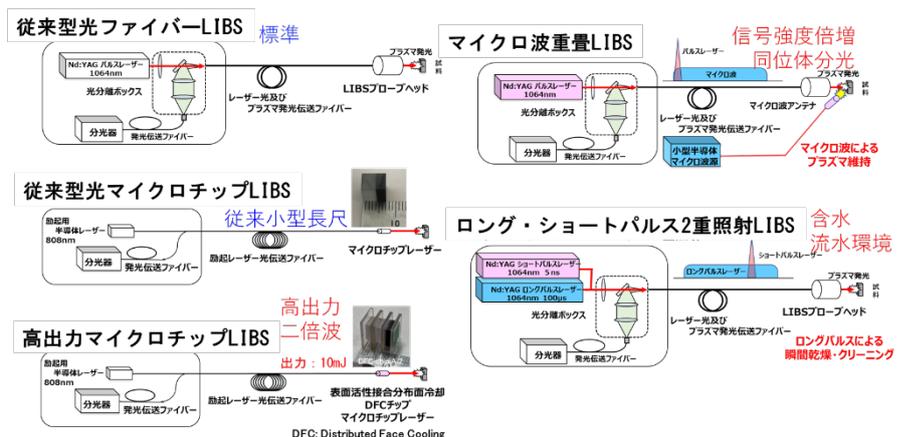


図6 拡張していく各種光ファイバー-LIBS システムの概要^[3]

[1] Morihisa Saeki, et.al, J. Nucl. Sci. Technol. 2014, 51, 930-938
 [2] Ryuzo Nakanishi, et. al., Appl. Sci. 2020, 10, 8985
 [3] https://dccc-program.jp/wp-content/uploads/20231117_JAEA.pdf

本報告には、経済産業省資源エネルギー庁「令和3年度開始廃炉・汚染水・処理水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発（燃料デブリの分析精度の向上、熱挙動の推定及び簡易分析のための技術開発）」^[3] および文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業 JPJA20P20337946 の成果の一部が含まれます。

放射線工学部会セッション

レーザーを活用した分析計測・制御システムの研究と原子力工学への展開

Researches on analysis and control systems using lasers
and their applications to nuclear engineering

共振器増強レーザー吸収分光による微量同位体分析とその応用

Trace isotope analysis with cavity enhanced laser absorption spectroscopy and its applications

*富田 英生¹¹名古屋大学

トリチウムと放射性炭素同位体 (^{14}C) は共に β 壊変核種であり、かつ、放出される β 粒子のエネルギーが低いため、液体シンチレーションカウンティングなどの放射線計測に基づく定量分析が広く行われている。一方、極めて高いアバundance感度が必要とされる ^{14}C 分析においては、加速器質量分析を用いるのが一般的である。トリチウムや ^{14}C の生体・環境トレーサーとしての応用や放射性廃棄物分析などにおける分析においては、前処理が簡便で、測定による有機廃棄物が生じない迅速・簡便かつ高感度な分析システムが求められている。

近年、迅速かつ高感度な ^{14}C 分析法として、レーザー吸収分光に基づく手法が開発され^[1]、注目が集まっている。本手法は、分子のエネルギー準位がその分子を構成する同位体により異なることを利用し、炭素を含む試料を燃焼酸化して CO_2 ガスを発生させ、 ^{14}C を含む CO_2 分子の光吸収量を狭帯域なレーザーにより選択的に測定することで、 ^{14}C を定量するものである。 ^{14}C 同位体比が低くごくわずかにしか $^{14}\text{CO}_2$ 分子が存在しない試料の分析には、 CO_2 の基本音吸収のある中赤外領域と光共振器で増強したレーザー吸収分光（キャビティリングダウン分光：CRDS）を用いる必要がある。

これまでに、講演者らは ^{14}C を含む CO_2 を ppt レベルで分析する装置の開発と薬物動態分析などへの応用などを進めてきた^[2]。また、本手法のトリチウム分析への適用に向けた開発にも着手している^[3]。本講演では、共振器増強レーザー吸収分光による ^{14}C およびトリチウム分析法の開発状況について説明するとともに、カーボンニュートラル社会の実現に向けた有機資源分析・環境計測への応用などへの展望についても紹介する予定である。

参考文献

- [1] I. Galli *et al.* : Phys. Rev. Lett., 107, 270802 (2011).
[2] R. Terabayashi *et al.* : J. Appl. Phys., 132, 083102 (2022).
[3] K. Iwamoto *et al.* : Jpn. J. Appl. Phys., 62 036001 (2023).

謝辞 本研究の一部は、JST さきがけ「量子生体」JPMJPR19G7、CREST JPMJCR2104、JSPS 科研費・学術変革領域研究 B 22H05021 の支援を受けて行われたものです。

*Hideki Tomita

¹Nagoya Univ.

Planning Lecture | Technical division and Network : Fusion Engineering Division

📅 Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏢 Room
B(Recture RoomsA 1FA102)

[2B_PL] Potential risks of fusion reactors

Chair:Hiroyasu Tanigawa(QST)

[2B_PL01]

Overview of Fusion Energy Safety Consideration Task Force

*Hiroko Kondo¹ (1. Matrix K)

[2B_PL02]

Status of Research Advisory Committee in AESJ

*Takumi Hayashi¹ (1. QST)

[2B_PL03]

Risks and Countermeasures for Magnetic Field Confinement Fusion Facilities

*Yoji Someya¹ (1. QST)

[2B_PL04]

Environmental behavior of radionuclides originating from fusion facilities in the field

*Sumi Yokoyama¹ (1. Nagasaki Univ.)

[2B_PL05]

Potential risks on laser fusion facilities

*Keisuke Shigemori¹ (1. Osaka Univ.)

[2B_PL06]

Discussion

核融合工学部会セッション

核融合炉の潜在的リスク

Potential risks of fusion reactors

(1)フュージョンエネルギー安全確保検討 TF の状況

(1) Overview of Fusion Energy Safety Consideration Task Force

*近藤 寛子¹,¹マトリクス K

1. はじめに

フュージョンエネルギーに関する国内外における急速な変化を背景に、日本では、2023年4月にフュージョンエネルギー分野初の国家戦略である「フュージョンエネルギー・イノベーション戦略」を策定した。続く、2024年3月には、安全規制の検討の前提となり得る「安全確保の基本的な考え方」を検討するためのタスクフォース（以下、TF）が、内閣府の核融合戦略有識者会議の下に設置された。

本稿では、同TFにおける検討状況を扱う。

2. 国内におけるフュージョンエネルギー関係の規制の現状について

原子力基本法において、「原子力」とは「原子核変換の過程において原子核から放出されるすべてのエネルギー」と規定されており、原子核変換には、核分裂反応や核融合反応が含まれる。また、「原子炉」とは、ウラン、トリウム等原子核分裂の過程において高エネルギーを放出する物質(核燃料物質)を燃料として使用する装置とされている。

同法の精神に則り、原子炉等による災害を防止するための「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(原子炉等規制法)」と、放射性同位元素等による放射線障害を防止するための放射性同位元素等の規制に関する法律(RI法)が制定されている。

原子力規制委員会設置法に基づき、「原子力利用における安全の確保に関すること」については、原子力規制委員会の所掌事務である。(原子炉等規制法、RI法等に基づき、原子力規制委員会が規制を実施。)

国内の重水素(DD)運転を行う装置(QSTのJT-60SA、NIFSのLHD)については、RI法に基づく放射線発生装置として規制されている。一方、重水素-三重水素(DT)運転を行う装置については規制対象がまだ存在していないため、規制基準がない。なお、LHD(大型ヘリカル装置)については、重水素運転の終了に伴い、2023年、RI法に基づく重水素(DD)運転を行う装置としての規制から除外された他、放射性同位元素である三重水素(T)の取扱いや、中性子線等の放射線による放射性汚染物の廃棄その他の取扱いは、RI法に基づく。

3. フュージョンエネルギーをめぐる海外の状況

フュージョンエネルギーを巡っては、各国の動きが活発化している。2023年10月には、参加政府間の革新的な規制の実践に関する協力を促進することを目的とした政府間規制協力ネットワークである Agile Nations Fusion Energy ワーキンググループが、フュージョンエネルギーの規制枠組み構築に関する共同勧告を行った。同ワーキンググループの構成は、メンバー国が英国、日本、カナダ、オブザーバー国がシンガポール、バーレーンである。フュージョンエネルギー施設に関する規制枠組みをどのように構築するかについて、5つの勧告と、それを裏付ける2つのケーススタディをまとめた。

表. 5つの勧告

1. フュージョンエネルギーが気候変動とエネルギー安全保障という世界的な課題に対して重要な貢献ができることを認識すること。
2. フュージョンエネルギー技術とは無関係に、フュージョンエネルギー施設に適用される規制の枠組みについて、すべての国が明確化に向けた取組を開始すること。
3. フュージョンエネルギーの規制に対する調和されたアプローチが、複数の国で採用されることの利点を各国が認識すること。

4. 透明性を保ち、イノベーションを促進しながら、フュージョンエネルギーの危険性に見合った、人々と環境に対する適切な保護を維持するフュージョンエネルギーの規制枠組みを策定すること。
5. 防護レベルが適切であることを国民に保証することの重要性を各国が認識し、これを達成する方法を検討すること。

最近の動きとして、2024年4月には、イタリア・トリノで開催された、G7 気候・エネルギー・環境大臣会合の成果文書において、フュージョンエネルギーに関する記載が盛り込まれ、将来的に気候変動とエネルギー安全保障上の課題に対して永続的な解決策を提供する可能性があることを認識し、開発と実証に向けた国際協調を促進することや、研究開発協力を強化する G7 作業部会を設立するとともに、規制に対する一貫したアプローチを推進するための情報交換を実施していくことが謳われた。

4. TF における検討の現状と今後

日本国内に目を向けると、TF が 2024 年度より、安全規制の検討の前提となり得る「安全確保の基本的な考え方」の検討を開始し、設備・装置の安全規制の検討に向けて、その前提となりうる、「安全確保の基本的な考え方」の策定を目指している。その方針は、フュージョンインダストリーの育成、原型炉開発の促進も念頭においた安全確保の基本的な考え方を産業化に乗り遅れないように検討することにある。TF では、国内、海外(米国・英国等)の状況や、設備・装置の特徴について当事者に直接ヒアリングし、変化する情勢や課題に関する的確な情報把握に努めると共に、検討方針に関する議論を重ねてきた。

2024年8月現時点における最近の議論は、TF の検討対象に関わるもので、これまでの4か月弱の検討や情勢変化を踏まえ案をまとめた。

- 将来想定される、フュージョンの様々な炉型、出力、放射性物質のインベントリ、使用燃料等にも対応できるよう、「技術中立的」な安全確保フレームワークの在り方を検討していく。
- その際は、米国・英国等の方針も参考に、想定されるハザードや、設計の熟度に応じて、段階的に規制の在り方を検討していくアプローチの採用可否についても議論する。

TF では、より具体的なイメージを持った上で議論を行うため、今後、現在検討されている原型炉や国内スタートアップが構想する核融合装置についてもヒアリングを行っていく予定である。さらに、今後の検討は、日本原子力学会に発足した研究専門委員会「核融合炉の潜在的リスクとその評価手法」をはじめ、各学会との連携を図りながら効果的な検討を進める。

6. おわりに

今後のフュージョンエネルギー安全確保に関する検討は、持続可能なエネルギー供給と気候変動への対応という観点から極めて重要である。本稿で示した TF の活動や国際的な動向は、規制枠組みの策定において大きな指針となる。日本としても、これらの議論を踏まえつつ、安全性の確保と技術革新の促進を検討し、国際的な連携を強化しながら、フュージョンエネルギーの実用化に向けた取り組みを進める必要がある。今後も、TF として多角的な視点からの検討を継続し、フュージョンエネルギーの安全かつ効率的な利用に向けて、実践的な規制の在り方を追求していく所存である。

*Hiroko Kondo¹

¹Matrix-K.

核融合工学部会セッション

核融合炉の潜在的リスク

Potential risks of fusion reactors

(2) 原子力学会での研究専門委員会の状況

(2) Status of Research Advisory Committee in AESJ

*林 巧¹¹量子科学技術研究開発機構 六ヶ所フュージョンエネルギー研究所

1. 委員会設立の趣旨（背景と目的）

日本政府において、内閣府統合イノベーション戦略推進会議が「フュージョンエネルギー・イノベーション戦略（令和5年4月14日）」を決定し、フュージョンエネルギーを新たな産業として捉えるとともに、実用化に向けて加速する方針が提示されている。この戦略の中で社会実装に向けた研究開発や産業育成の考え方が示されており、「内閣府に技術者や規制の専門家、一般市民を構成員とするタスクフォースを設置し、関係省庁の協力を得ながら、フュージョンインダストリーの育成、原型炉開発の促進も念頭においた安全確保の基本的考え方を産業化に乗り遅れないように検討する。なお、その際に、核融合は核分裂とは原理が異なることから、規制を検討する体制も含めて議論を行う」とされている。

本研究専門委員会では、政府における上記の議論と並行し、原子力研究者の立場から、核融合炉の潜在的リスクを、既存の核融合原型炉概念や既設の核融合関連施設を例にして再確認するとともに、社会に受容される核融合炉の「安全や安心」のあり方、その評価手法の考え方などについて議論し、専門家の知見を集約してエネルギー利用としての核融合の安全指針を示すことを目的とする。

2. 研究活動項目

2-1. 委員構成

日本原子力学会の核融合工学部会を中心として、原子力安全部会や社会環境部会からも参画いただき、大学、研究機関、産業界など幅広い層の方々のご意見をいただけるよう配慮した委員構成（26名）とした。

2-2. スケジュール

2024年度中に、4回程度の委員会(Web会合)を設定し、各専門家から以下の情報を提供いただき議論する。2025年度にも4回程度のWeb会合を開催し、可能な限り諸外国の検討状況も反映して報告書（中間及び最終報告）を作成し、ホームページで公開するほか、年会・大会における企画セッション等で報告する。

2-3. 研究内容

以下の項目について、具体的確認、議論を行い、上記の目的に沿った報告書をまとめる。

- ① 既設の核融合研究関連施設等（JT-60, TPL, ITER）における潜在的リスクとその対応
- ② 日本の核融合原型炉の基本概念（JA DEMO）と潜在的リスク及びその対応
- ③ 諸外国（特に英国、米国など）での検討例
- ④ 原子炉施設と核融合の安全確保策の比較
- ⑤ 大型施設における、安全・安心のあり方と社会的受容性

3. これまでの検討結果

本委員会はR6/6/1付で設立され、既に2回のWeb会合（6/25, 7/19）を開催し、委員会の趣旨及び核融合炉（磁場閉じ込め方式）の概念を確認して上記の①について議論した。総じて、過去の議論を参考に核融合炉の安全上の特徴を考慮しつつも、現状の原型炉の概念設計における具体的なリスクの違いを確認していくことが重要との意見が出されている。なお、8/19には②の議論を予定しており、当日は合わせて報告する。

*Takumi Hayashi¹¹QST, Rokkasho Institute for Fusion Energy

核融合工学部会セッション

核融合炉の潜在的リスク

Potential risks of fusion reactors

(3) 磁場閉じ込め核融合施設のリスクと対応検討

(3) Risks and Countermeasures for Magnetic Field Confinement Fusion Facilities

*染谷 洋二¹¹六ヶ所フュージョンエネルギー研究所

原型炉設計合同特別チームの安全設計グループでは、トカマク型磁場閉じ込め核融合原型炉プラント（JA DEMO）の安全確保方針の策定に向けて、主にソースタームの同定、重要な想定起因事象に対する事故防止・緩和方策の構築、並びに安全要件を策定すると共に原型炉で発生する放射化物の埋設区分の同定と廃止措置計画の策定を進めている。講演では JA DEMO の安全上のリスクと対策案について報告する。

JA DEMO における主なソースタームは燃料である三重水素、プラズマ対向壁の材料であるタングステンの損耗により発生する放射化ダスト、冷却配管内での腐食によって発生する放射性腐食生成物（ACP）、及びダイバータターゲット部での熱負荷低減のために注入する不純物ガス（アルゴン）の放射化ガスである。原型炉の安全確保はこれら放射性物質を閉じ込めることに尽き、負圧管理した一次障壁である真空容器や二次障壁である建屋によって閉じ込める方針である。

次に JA DEMO の想定起因事象の同定に向けて、実験炉イーターや設置される増殖ブランケットを対象に機能故障モード影響解析（FFMEA）を実施し、プラズマ制御異常による出力過大やポンプ・電源異常による冷却能力の低下/喪失などの 17 つのシステム異常やブランケットやダイバータなどの冷却配管の大規模破断などの想定される 5 つの最大事象が抽出された。原型炉では加圧水型軽水炉（PWR）と同等の運転条件（水温：343℃、圧力：15.5 MPa）で発電実証することを想定しており、これら冷却配管が破断した際に障壁を加圧することが障壁破損の最大の脅威である。これより、抽出された起因事象の大部分が冷却配管破断事象（LOCA）時の加圧影響に帰着する。従って、原型炉の安全設計では LOCA 時に各障壁を守るために圧力緩衝システムを備えている。さらに、JA DEMO を対象とした安全解析から得られた安全上の特徴に基づき、抽出された最大事象の備えとして、保護リミターの導入、冷却系統内への逆止弁の設置、及び配管破断した際に発生する大量の蒸気の移行経路を工夫することにより、環境への漏洩を大幅に抑えられる見通しである。

最後に講演当日には、具体的な安全解析の結果を通して、JA DEMO の安全上の特徴を整理すると共に想定される起因事象に対して対策を進めた安全システムについて報告する。

*SOMEYA Youji¹

¹Rokkasho Institute for Fusion Energy

核融合工学部会セッション

核融合炉の潜在的リスク

Potential risks of fusion reactors

(4) 施設外での RI の環境動態

(4) Environmental behavior of radionuclides originating from fusion facilities in the field

*横山 須美¹¹長崎大学

核融合発電は、二酸化炭素排出量を低減できる点で、環境への負荷が比較的小さく、実現すれば地球温暖化へ貢献も大きいものと考えられる。また、長半減期の放射性同位元素が生成されないことから廃棄物管理の面でも原子力発電よりも安全性が高いといえる。しかしながら、燃料として水素の放射線同位元素であるトリチウム（三重水素）を使用する。また、核融合反応で生成される中性子による構造体の放射化等により⁴¹Ar や¹³N 等の短半減期の放射性同位元素の生成は避けられない。これらの環境放出をできるだけ低減するため、放出低減と閉じ込め対策が必要である。中でも、燃料に使用されるトリチウム量は、これまで研究等で利用されてきたレベルを大きく上回ることが予想される。トリチウムの放射性同位元素としての特徴は、β線放出核種であること、その最大エネルギーは 18.6 keV であること、そして物理学的半減期が 12.3 年と比較的長いことである。エネルギーが低いβ線放出核種であることから、体内での飛程は平均 0.6 μm、最大でも 6 μm である。このため、他の核種を同量摂取した場合に比べ線量は低い。たとえ環境中に放出された場合でも環境やヒトへの影響は小さいと考えられるが、核融合発電の早期実現に向けて、社会に受容してもらえエネルギー源となるよう、施設から環境へ放出される主となる放射性同位元素であるトリチウムの環境及びヒトへの影響評価をあらかじめ行っておくことが重要であると考えられる。

燃料のトリチウムはガス状のものが利用されると考えられることから、環境に放出される際の化学形としては、主に、ガス状（HT）またはこれが酸化した水（HTO）であろう。トリチウムは、同量摂取しても化学形により線量が大きく異なる。化学形が HTO の場合、HT に比べ線量係数（1Bq 摂取したときの線量 Sv）が 10,000 倍も高い。その環境挙動も特徴的である。環境中（大気中）に放出されたトリチウムの化学形が HT の場合、ヒトが直接それを経口または吸入摂取した場合は、HTO を摂取した場合に比べて線量は著しく低い。しかし、環境中（大気中）に放出された HT は土壌表面に接触（沈着）すると、土壌表面上に存在する細菌により、直ちに酸化されて HTO となる。このため、その後、土壌下層への移行、地下水や河川への流出、動植物への移行、そして大気への再放出は HTO として評価する必要がある。また、植物へ移行した場合、二酸化炭素と水（HTO）から光エネルギーを用いて有機物（有機結合型トリチウム、OBT）を合成する。この OBT は水と交換しやすいもの（交換型 OBT）のほか、一部は、セルロースのような交換が起こりにくい成分（非交換型 OBT）となる。この OBT の線量係数は、HTO の約 2 倍となっており、HTO として摂取した場合よりさらに線量への寄与が高くなる。環境やヒトへの影響を過大評価しすぎないためには、施設から放出されたトリチウムの化学形、評価地点の大気での拡散状態（地形や気象条件）、土壌表面での酸化のしやすさや土壌内での移行、そして大気への再放出割合（土壌の種類）、植物内での移行や OBT としての蓄積（植生）等を十分に把握しておく必要がある。

本発表では、主にこのようなトリチウムの環境挙動のほか、施設内で生成される主な放射性同位元素の特徴についても、紹介したい。

*Sumi Yokoyama¹¹Nagasaki Univ.

核融合工学部会セッション

核融合炉の潜在的リスク

Potential risks of fusion reactors

(3) レーザー核融合施設での潜在的リスク

(3) Potential risks on laser fusion facilities

*重森 啓介

大阪大学

レーザー核融合炉を中心としたレーザー核融合施設においては、(方式によらない)核融合炉に共通の存在するリスク、およびレーザー方式における特有のリスクが存在し、それぞれを定量的に評価する必要がある。

DT反応ベースとしたレーザー核融合炉は、他の方式と同様にトリチウムを軸とした安全性の確保が重要であり、その安全対策を逸脱した事象が潜在的なリスクとなる。レーザー核融合炉はパルス運転炉であり、1回(1ショット)あたりに消費する燃料ペレット中は μg オーダーであるものの、冷却系やトリチウム回収系の炉システム内、そして貯蔵燃料ペレットを含めたインベントリーは相当量となる。例えばレーザー核融合炉「光陽」の設計例では、トリチウム増殖比が1.1、燃焼率が30%の場合、炉システム全体でのトリチウムインベントリーは0.24 kgである。炉システムのインベントリーを減らすためには、核融合燃焼率の高効率化、トリチウム回収から燃料ペレットの生成までの工程・時間の短縮などが挙げられ、これらの項目を解決することが安全性向上に繋がる。

レーザー核融合炉では、磁場核融合とは異なりブランケット設計に磁場の影響を考慮する必要があることから、液体(金属)を第一壁とする設計が多く提案されている。プラズマと接する面に液体金属流をブランケットと冷却材の役割を持たせ、中性子などによる照射損傷を低減する効果がある。一方で高温の液体金属を自由表面に曝すことになることから、その取り扱いには十分な注意を要する。特にレーザー核融合炉を水素製造に活用する場合、IS法などの熱化学法を想定すると冷却系の温度を 850°C 以上に設定する必要がある。この条件はこれまでの核融合炉設計では考慮されていなかった領域であり、最適な材料設計について高温ガス炉の知見などを参考にすることが必要である。さらに冷却系に含まれるトリチウムの拡散係数は温度の関数で増大するため、トリチウムに関する安全確保という意味でも重要な課題である。

更に磁場核融合炉との違いとして、核融合反応がパルスのように起こることから、放射線の遮蔽という観点でも異なる考え方で設計を行う必要がある。点滴的にはナノ秒以下の時間スケールで 10^{19} の反応が点光源的に集中して発生するため、これを踏まえた空間・時間的遮蔽方法を実施する必要がある。過去のレーザー核融合炉設計においても、これらを考慮した最終光学系の配置や炉本体の遮蔽などが検討されてきたが、装置の保護や長寿命化、環境に対する影響をより詳細に評価した設計が必要となる。

上記に挙げた例は既にリスクとして認識されている項目であり、「潜在的」リスクという意味では検討不足な面が多い。レーザー核融合炉はエネルギー変換システムとして未だ実機を想定したスケールダウンモデルを製作した実績が無いため、設計段階における想定外のリスクを予見することが困難である。今後、フュージョンエネルギーの実用化という観点では、発電実証という大きなマイルストーンと同時並行して安全性に関する技術的検討・解決策の提示することが求められる。

*Keisuke Shigemori¹

¹Osaka Univ.

Planning Lecture | Technical division and Network : Fusion Engineering Division

📅 Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏠 Room B(Reecture RoomsA 1FA102)

[2B_PL] Potential risks of fusion reactors

Chair:Hiroyasu Tanigawa(QST)

[2B_PL06] Discussion

日本政府は内閣府統合イノベーション戦略会議にて「フュージョンエネルギー・イノベーション戦略」を決定し、フュージョンエネルギー実用化に向けた加速方針を示した。これに基づき、内閣府は技術者や規制の専門家、一般市民から成るタスクフォースを設置し、フュージョンインダストリーの育成や原型炉開発の促進も念頭においた安全確保の基本的考え方の検討を開始した。並行して原子力学会ではエネルギー利用としての核融合の安全指針を示すことを目的として「核融合炉の潜在的リスクとその評価手法」研究専門委員会を設立し、議論を開始した。これらの議論をコミュニティに広く紹介し、会員から意見を募ること、今後の議論の参考とする。

Planning Lecture | Board and Committee : Board of Directors[Co-organized by Nuclear Safety Division]

📅 Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏢 Room E(Reecture RoomsA 2F A200)

[2E91_PL] Safety of Nuclear Power Plants against Earthquakes and Tsunamis - Lessons from the Noto Peninsula Earthquake -

Chair:Seiichi Koshizuka(UTokyo)

[2E91_PL01]

Assessments and long-term evaluation of earthquakes in Japan since the 2011 Great East Japan Earthquake Disaster

*Kenji Satake¹ (1. UTokyo)

[2E91_PL02]

Tsunami generation and impacts caused by the 2024 Noto Peninsula earthquake

*Fumihiko Imamura¹ (1. Tohoku Univ.)

[2E91_PL03]

Current state of seismic and tsunami resistance at nuclear power plant based on the 2024 Noto Peninsula earthquake

-

*Susumu Nakamura¹ (1. Nihon Univ.)

[2E91_PL04]

Discussion

All Presenters, Hiroyuki Oigawa¹, Akio Yamamoto² (1. JAEA, 2. Nagoya Univ.)

理事会セッション

地震・津波に対する原子力発電所の安全性～能登半島地震から学ぶ～
Safety of Nuclear Power Plants against Earthquakes and Tsunamis
- Lessons from the Noto Peninsula Earthquake-

(1) 東日本大震災以降の我が国の地震の想定・長期評価

(1) Assessments and long-term evaluation of earthquakes in Japan since the 2011 Great East Japan
Earthquake Disaster

*佐竹健治¹

¹ 東京大学地震研究所

1. はじめに

1995年阪神淡路大震災を契機に設置された地震調査研究推進本部では、全国地震動予測地図を作成する(2005年に刊行、その後改訂を続けている)ために、全国の主要活断層(内陸部の約100個)及び海溝型地震の長期評価を行ってきた。活断層や海溝付近では、ほぼ同じ規模の地震が繰り返し発生するという固有地震モデルを仮定し、過去の地震発生履歴がよくわかっている場合には更新過程(BPTモデル)を採用、過去の発生履歴データが十分に得られない場合にはポアソン過程(地震は時間的にランダムに発生するというモデル)を用いて、長期的な発生確率を計算する。2011年3月の時点では、全国で最も高い発生確率は、宮城県沖地震(M7.5程度)で30年確率が99%とされていた。2011年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震は、宮城県沖で発生したが、その規模はM9.0と想定を大きく上回るものであった。

2. 東日本大震災以降の地震調査研究推進本部の長期評価**2-1. 海溝型地震**

東北地方太平洋沖地震が、それまでの長期評価の想定外の規模であったことから、海溝型地震の長期評価の見直しが行われ、南海トラフ(2013年)、相模トラフ(2014年)、千島海溝(2017年)、日本海溝(2019年)、日向灘及び南西諸島海溝(2022年)で発生する海溝型地震の長期評価が改訂された。これらの改訂に当たっては、以下の3点が考慮された。

- ① それまで考えられてきた固有地震モデルに基づく評価ではなく、発生しうる最大クラスも含めた地震の多様性を考慮した評価。
- ② 不確実性が大きくても防災に有用な情報は、これに伴う誤差やばらつき等を検討した上で、評価に活用。
- ③ データの不確実性などにより、地震の発生確率などは、解釈が分かれる場合がある。そのように解釈が分かれるものについては、複数の解釈について併記。

その結果、千島海溝では超巨大地震(17世紀型、M8.8程度以上)の30年確率が7~40%、根室沖地震(M7.8~8.5程度)が80%程度、青森県東方沖及び岩手県沖北部ではM7.9程度が10~30%、南海トラフではM8~9クラスが70~80%程度と評価されている。

2-2. 活断層の地域評価

地震調査研究推進本部では、M7以上の地震を発生する可能性のある全国主要活断層について評価を行ってきたが、それ以外の内陸の地震によっても被害が生じたことから、「地域評価」を導入し、より小さな(M6.8程度以上)の活断層も含め、地域ごとの活断層を総合的に評価している。これまでに、九州地域(2013年)、関東地域(2015年)、中国地域(2016年)、四国地域(2017年)について公表し、現在は中部地域(近畿地方)について審議を行っている。これらの地域評価では、個別の活断層ごとの評価(発生確率)に加え、各地域を細分した地域ごとに、活断層評価ならびに地震活動に基づいて地震の発生確率を算定している。

2-3. 海域活断層の評価

M7.0以上の地震を引き起こす可能性のある断層長さ20km程度以上の海域活断層を主な評価対象とし、対象とする海域ごとに「海域活断層の長期評価」を実施しており、2022年に日本海南西部の海域活断層の地域評価を発表した。現在、日本海側の海域活断層について審議を進めているが、令和6年能登半島地震の発生を受けて、8月に兵庫県北方沖～新潟県上越地方沖の海域活断層について、評価の一部（位置・長さ・形状・発生する地震の規模）を公表した。ただし、地震発生確率については評価を行っていない。

3. 内閣府の最大クラス地震の想定

中央防災会議では、「東北地方太平洋沖地震を教訓とした地震・津波対策に関する専門調査会」において、想定できなかったM9の巨大地震により甚大な人的・物的被害が発生したという反省と教訓に基づき、あらゆる可能性を考慮した最大クラスの巨大な地震・津波を検討することとした。津波に関しては二つのレベルを想定し、発生頻度が高く、津波は低いものの大きな被害をもたらす津波（L1津波）に対しては、人命・財産・経済活動の保護のためのハード対策で、発生頻度は極めて低いものの甚大な被害をもたらす最大クラスの津波（L2津波）に対しては、生命を守ることを最優先してハザードマップ・防災教育などのソフト対策で対応することとした。

最大クラスの地震として、南海トラフでは、地下構造や深部低周波地震などの地震学的知見に基づきM9.1の地震を、日本海溝・千島海溝においては、津波堆積物などの古地震学的痕跡に基づき、それぞれM9.1、M9.3の地震を想定した。これらの想定地震による震度分布や津波高さを計算、それにもとづく被害想定を行い、被害を軽減するための防災対策を推進している。

4. 日本海東縁部の地震の評価

4-1. 日本海における大規模地震に関する調査検討会

日本海東縁に沿って、海域活断層が確認されている。2014年、国土交通省、文部科学省、内閣府による「日本海における大規模地震に関する調査検討会」（以下ではMLITモデル）は、その時点までの研究をまとめ、60個の海底活断層を想定した。能登半島北側にはF42（富山トラフ西縁断層）、F43（能登半島北岸断層帯）の活断層があり、これらはそれぞれ2つのセグメントに分かれている。これらの断層において発生する地震の規模はそれぞれM7.3、M7.6とされ、それらによる津波の高さや浸水域の想定がなされ、ハザードマップなどとして公表されていた。

4-2. 日本海地震・津波調査研究プロジェクト

2013年～2020年にかけて、文部科学省によって「日本海地震・津波調査プロジェクト」が実施され、反射法地震探査などによって海底・沿岸断層モデル（以下ではJSPJモデル）が提案された。能登半島北部ではNT2～NT9断層が指摘されていた。能登半島北東沖のNT2とNT3断層（富山トラフ西縁断層）は北西に傾斜した逆断層であり、それ以外の断層は南東に傾斜した逆断層である。NT2-NT3断層による地震規模はM7.1、津波高さは最大3.2m、NT4-NT5-NT6断層の連動による地震規模はM7.3、津波高さを2.9mと想定された。

5. 令和6年能登半島地震

令和6年能登半島地震の津波は、能登半島北岸断層帯で想定された断層モデル（JSPJモデルのNT4+NT5+NT6断層、MLITモデルのF43断層）からの予測とほぼ一致していた。震源域の北東に隣接する富山トラフ西縁断層（JSPJモデルのNT2+NT3、MLITモデルのF42断層）のすべり量は、これらの断層における最大規模の地震に比べて小さく、より大きな地震としてすべる可能性をまだ持っている。そのような地震が発生した場合、新潟県沿岸や佐渡島に影響を与える津波が発生する可能性がある。

*Kenji Satake¹

¹Earthquake Research Institute, the University of Tokyo.

地震・津波に対する原子力発電所の安全性～能登半島地震から学ぶ～
Safety of Nuclear Power Plants against Earthquakes and Tsunamis
- Lessons from the Noto Peninsula Earthquake-

(2) 能登半島地震による津波の発生と影響

(2) Tsunami generation and impacts caused by the 2024 Noto Peninsula earthquake

*今村文彦¹, 増田英敏¹, 菅原大助¹, サッパシー・アナワット¹, 鄭 安棋¹

¹東北大学災害科学国際研究所

1. はじめに

3年前から連続地震が生じていた能登半島において、今年1月1日午後4時10分にMj7.6の大地震が発生し、観測された最大震度は石川県羽咋郡志賀町や輪島市で震度7が記録された。この地震の2分後には、気象庁から山形県・新潟県上中下越・佐渡島・富山県・石川県能登・加賀・福井県・兵庫県北部の各津波予報区に津波警報、その他日本海沿岸各地の津波予報区にも津波注意報が発表になった。その10分後には、石川県能登では津波警報が大津波警報に切り替えられた。

本文は、能登半島地震による津波の発生について、得られた痕跡データを元に波源モデルを選定し、志賀原発サイト周辺での観測波形との対応を確認した上で、波源からの詳細な伝播過程を推定する。現在、周辺での詳細地形や構造物データが未入手のために、沖合での波形の再現に留まるが、周辺での津波の特性について報告するものである。

2. 日本海側での津波の特徴 —早い到達と長時間の継続

2011年3月11日に発生した東日本大震災では、日本列島陸側の北米プレートとその下に潜り込むように動いている海側の太平洋プレートの境界付近で発生したタイプであり震源は陸地からも遠く、津波が沿岸部に到着するまでに一定での時間猶予があった。一方で、日本海側での地震は、陸地に近い海域の活断層で起こることが多く、震源も比較的浅いため、津波が起きればすぐに沿岸部に到達することになる。実際に、2024年能登半島地震による津波では、珠洲市、輪島市、能登町、七尾市などでは、1から2分以内に津波の初動（沿岸での影響開始）が到達したと数値シミュレーションで推定されている（Pakoksung et al., 2024; Masuda et al., 2024; 今村, 2024）。

我が国での大津波警報の発表は、2011年（平成23年）3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震（東日本大震災を引き起こした巨大地震）以来になる。大津波を起こすような大地震は、一般的には、太平洋側に多く発生しているが、過去6回の事例の中で、1983年日本海中部地震津波、1993年北海道南西沖地震津波を含めて、実に半数が日本海側で発表されている。また、日本海という閉鎖空間で発生した津波であるので、発生から収束までの継続時間が長く、最大波出現時間も遅れる傾向がある。

今回の能登半島地震では、図1に示したように、今回の地震断層は主に2つが推定されており、半島陸部の西側と半島東部沖の東側に分かれる。主に東側での断層が津波を発生したと考えられるが、志賀原発周辺の半島西側では、もう1つの断層による津波の影響も考える。そのため、全体での分布に加えて、特にサイト周辺での半島西側での津波痕跡記録および観測波形を説明出来る波源モデルを選定することとした。

*Fumihiko Imamura¹, Hidetoshi Masuda¹, Daisuke Sugawara¹, Suppasri Anawat¹, and Anchi Cheng¹

¹IRIDeS, Tohoku Univ.

能登半島の地形特性としては、概ね標高 300m 以下の低山地と丘陵地が大部分を占めており、能登外浦は各所に海岸段丘が発達し、一方で、能登内浦は沈降性の入り組んだ静かな海岸線が続く海岸地形がみられる（産総研，2019）。また、能登半島沿岸の海底地形は、能登外浦では島や瀬といった天然礁も存在し、舢倉島までの水深が 100m 程度と比較的浅い海域であり、一方で、能登内浦は急激に深くなっており、1,000m より深い海盆になっている。



図一 1 推定された能登半島地震の東西断層モデル

3. 津波による被害状況—震源付近 珠洲市沿岸での事例

国土交通省(2024)によると、震源に近かった石川県珠洲市、能登町、志賀町では、津波で浸水した面積が少なくとも計 190 ヘクタールになったと報告している。特に浸水範囲の広い珠洲市における津波浸水深は航空写真から約 4m に達したと想定され、実際に土木学会海岸工学の令和 6 年能登半島地震津波調査グループによれば、約 2-5m の浸水高が報告されている。

石川県能登半島を中心に津波が来襲したが、他に、富山湾、新潟県上越や佐渡の周辺でも痕跡が残されている。日本海沿岸では、2m から 5m 程度の津波浸水高が報告されており (Yuhi et al., 2024a;2024b)、津波警報レベルの規模であったことが判断できる。なお、新潟県中越市では 7m 以上の痕跡も得られている。

沿岸への被害を見ると、珠洲市飯田湾、能登町、志賀町、上越市などが挙げられる。特に、珠洲市沿岸（宝立地区）では、津波被害が大きく、海岸線にはえぐられたような痕跡があり、津波が侵食したことがわかる（写真一 1）。強いパワーがある津波が海岸に押し寄せた証拠になる。さらに、船や車を持ち上げ（写真一 2）、弱い建物を壊し（写真一 3）、瓦礫を押し流していった。流れが早かった証拠の 1 つが削られたアスファルトであり道路も壊れている。さらに、液状化によるマンホールの隆起（写真一 3）なども見られ、津波避難時に道路上がかなり悪い状況であったことが推察される。このように複合的な災害の代表事例となった (Suppasri et al., 2024)



写真一 1 航空写真による珠洲市宝立町での沿岸の様子 (BOIS 提供)



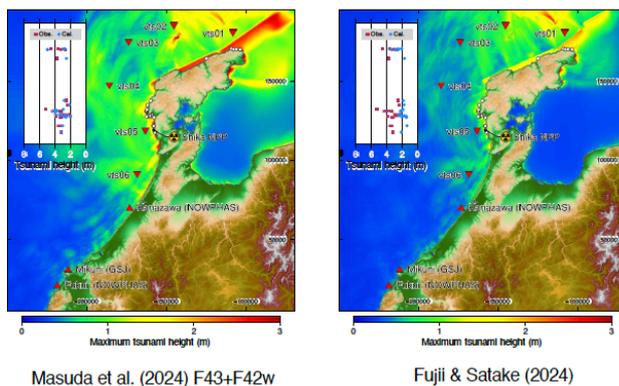
写真一 2 珠洲市宝立地区での漁港付近（著者撮影） 写真一 3 珠洲市宝立地区での住宅域（著者撮影）

4. 志賀原発周辺での津波挙動解析について

4.1 津波の解析モデル選定と津波痕跡データ比較

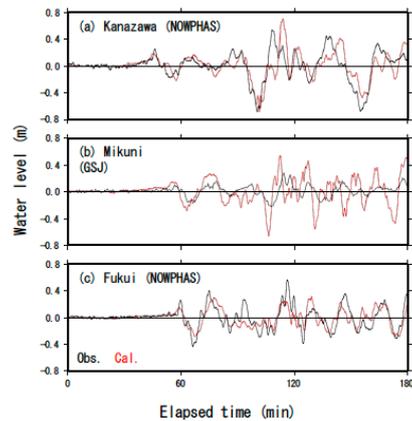
地震断層が半島陸部の西側と半島沖の海域の東部に分かれおり、志賀原発には位置的には近い西部の影響があり、一方で今回の津波を起こした断層は東部が主であるので両方を考慮する必要がある。特に、西部の断層は主に陸上にあり、その位置関係によっては海域にも広がるため、津波の発生に影響する。現在まで有力な津波モデルとしては、Masuda et al. (2024) および Fujii・Satake (2024) があり、このモデルによる結果を半島西部で調査された津波痕跡データ（土木学会海岸工学委員会能登半島地震津波グループによる津波浸水高や遡上高 (Yuhi et al., 2024a; 2024b) との比較により、選定する事とした。津波数値解析の詳細は、Masuda et al. (2024) を参照されたい。

この結果を図一 2（津波高の比較では、赤が実測値、青が計算値になる）に示す。Masuda et al. (2024) および Fujii・Satake (2014) の再現性を見ると、半島西側 (n=29) では $K=1.02$, $\kappa=1.31$, および、 $K=1.64$, $\kappa=1.37$ さらにサイト周辺に絞ると (n=23) では $K=1.02$, $\kappa=1.23$, および、 $K=1.71$, $\kappa=1.32$ となった。半島西部の比較を見ると、前者の方が再現性が高いと判断できる。この後の津波解析ではこのモデルを用いて、津波の伝播過程と波形の変化を見る。



Masuda et al. (2024) F43+F42w

Fujii & Satake (2024)



図一 2 2つの断層モデルによる最大津波高と痕跡高比較 図一 3 Masuda et al. (2024) 断層モデルによる解析波形 (赤線) と観測波形 (黒線) の比較

4.2 志賀原発付近（金沢、三国、福井）での津波の沖合い観測波形と解析波形の比較

図一 3 には、志賀原発付近（金沢、三国、福井）で入手できる津波の観測波形と解析波形の比較を示す。この3点は志賀原発の西側に位置しており、発生場所から遠い地点になるが、ここでの波形が再現できるということは途中地点の結果の信頼性も高いと判断できる。なお、金沢と福井は NOWPHAS システム（超音波式波高計）による観測値であり、沖合での短周期の成分も精度高く計測できる。一方で、三国はフロート式検潮儀による観測値であり、短周期成分については若干精度は低くなる。いずれも、3時間の波形において良好な

一致を示していると判断出来る。第一波の押し波から、第二、第三、第四など後続波形の再現性も高いと考えられる。特徴としては、初動より後続波の波高が大きくなり、境界波的な挙動を示している。最大波高の出現は津波発生から2時間前後となる。

4.3 志賀原発への津波伝播の過程

今回の解析結果を一定の時間間隔で再現した空間波形を図-4に、時間波形を図-5に示す(図-2に示す代表点6点での結果であり、東断層に近い地点から番号付けている。vts05が発電所サイト手前になる)。今次津波は、半島西部で発生した津波成分が直接に志賀原発サイトに向かう成分と、東側断層により生じた津波が能登外浦(半島北側)での浅い陸棚を通じて伝播してくる成分が確認できる。前者は、発生から15分程度でサイト沖に到達しており、図-5のvts05地点での波形でも第一波の押し波(赤色の矢印)を確認いただきたい。後者は、能登半島を東から北の陸棚を通じて回り込み、サイトに複雑に伝播している過程が示されている。発生15分、30分、45分と見て頂きたいが、舳倉島付近に集中する押し波の津波が確認できる。その後、60分後以降になると押し波成分から引き波成分が卓越し、サイトには、少し沖から回り込む成分と一緒に、集中効果による波形増幅が1時間半及び1時間40分当りに見られる。この様子は、図-5(青色の矢印)のvts02から04の時間波形でも確認できる。

今回は、サイトの周辺での詳細な海底および陸上地形や防波堤などの構造物を含んだ数値解析ではないので、北陸電力(2024)が報告している津波観測(最高水位上昇や最高水位下降)と比較することはまだ出来ない。データや情報を得た後での課題としたい。

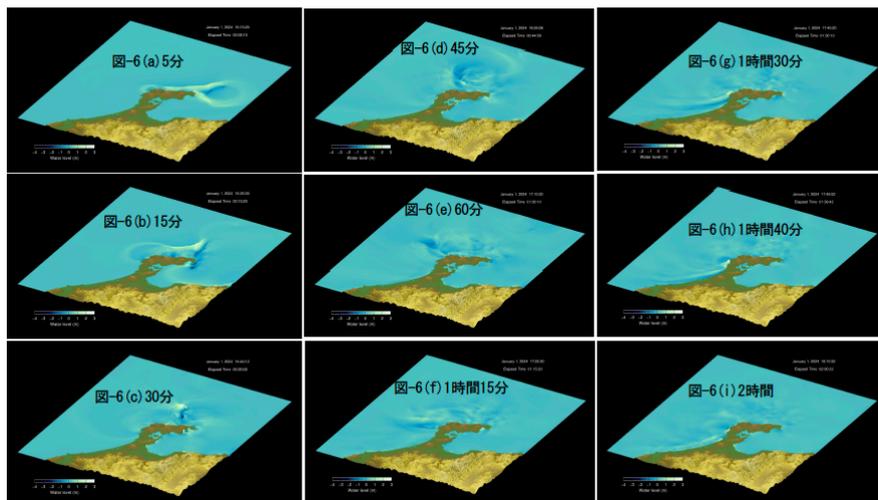


図-4 能登半島周辺での津波伝播の様子

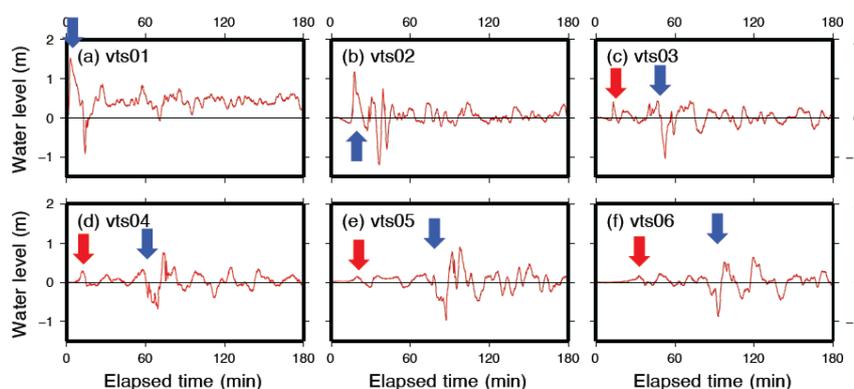


図-5 能登半島西岸沖での津波波形(数値解析)
赤矢印が西側断層からの初動, 青色矢印が東側断層からの初動

5. 今後の志賀原発オペレーションへの提言

北陸電力からの報告によれば、サイト内での津波は防波堤内での波高計と取水ピット内での水位計で観測された。ここでは、水位上昇と水位下降の観測値および計測値が示されており、いずれも施設の安全性に影響を与えるものではないと判断できる。なお、このような観測値は、実際に津波来襲後に確認出来るのであって、今後は、地震発生後で津波来襲前に、一定の津波情報を得ておきたい。公的には気象庁による津波情報になるが、広域での代表値であり、発電所サイトでの詳細情報にはならない。独自の予測情報を持ちたい。

そこで、今回のような周辺でのリアルタイム情報を活用しながら、その規模の程度や到達予想を行い、津波来襲前にオペレーション対応の参考とすることを提案したい。今次津波も含めて、複数のシナリオの下、サイト周辺（NOWHPAS などの詳細なリアルタイム情報）とサイトでの津波波形の関係を把握しておくことができる。実際、津波発生した時に、沖合からの状況については監視カメラなども活用も有用である（Shirai T. et al., 2024）。最後に、様々なシナリオの下に、津波の影響を事前に把握することも重要である。どの位の規模の津波が、サイト内へどのような場所（防波堤、物揚場、敷地、取水ピット、防潮壁）を通じて影響を与えるのか？、さらに継続時間も一定予測できれば、緊急対応時の作業マニュアル作成にも役立つはずである。

参考文献；

- 国土交通省 (2024), 令和 6 年能登半島地震 津波による浸水および海岸保全施設の被害状況 (速報)
https://www.mlit.go.jp/river/bousai/240101_noto/pdf/tsunamishinsui_higai_240423.pdf
- 産総研 (2019), 能登半島北部周辺に刻まれた日本海発達の歴史,
https://www.aist.go.jp/aist_j/new_research/2019/nr20190823/nr20190823.html
- 土木学会海岸工学委員会 (2024), 令和 6 年能登半島地震津波調査情報 <https://coastal.jp/info/library/noto20240101/>
- 北陸電力 (2024), 令和 6 年能登半島地震以降の 志賀原子力発電所の現況について (3 月 25 日現在)
https://www.rikuden.co.jp/nw_press/attach/24032599.pdf
- Fujii Y, Satake K (2024), Slip distribution of the 2024 Noto Peninsula earthquake (MJMA 7.6) estimated from tsunami waveforms and GNSS data. *Earth Planets Space* 76:44. <https://doi.org/10.1186/s40623-024-01991-z>
- Masuda H. et al., Modeling the 2024 Noto Peninsula earthquake tsunami: implications for tsunami sources in the eastern margin of the Japan Sea, *Geoscience Letters* 11(1) 2024 年 6 月 14 日, <https://doi.org/10.1186/s40562-024-00344-8>
- Pakoksung, K., Suppasri, A. & Imamura, F. (2024), Preliminary modeling and analysis of the Tsunami generated by the 2024 Noto Peninsula earthquake on 1 January: Wave characteristics in the Sea of Japan.
- Shirai T. et al. (2024), Potential for tsunami detection via CCTV cameras in northeastern Toyama Prefecture, Japan, following the 2024 Noto Peninsula earthquake, *Geoscience Letters* 11(1) 2024 年 6 月 5 日, <https://doi.org/10.1186/s40562-024-00343-9>
- Suppasri A. et al. (2024), The 2024 Noto Peninsula Earthquake: Preliminary Observations and Lessons to be Learned, *International Journal of Disaster Risk Reduction* 104611-104611 2024 年 6 月, <https://doi.org/10.1016/j.ijdrr.2024.104611>
- Yuhi M. et al. (2024), Dataset of Post-Event Survey of the 2024 Noto Peninsula Earthquake Tsunami in Japan, *Scientific Data* volume 11, Article number: 786
- Yuhi M. et al., Post-event survey of the 2024 Noto Peninsula earthquake tsunami in Japan, *Coastal Engineering Journal* 1-14 2024 年 7 月 2 日, <https://doi.org/10.1080/21664250.2024.2368955>

地震・津波に対する原子力発電所の安全性～能登半島地震から学ぶ～
Safety of Nuclear Power Plants against Earthquakes and Tsunamis
- Lessons from the Noto Peninsula Earthquake-

(3) 原子力発電所の耐震・耐津波の現状 ～能登半島地震を踏まえて～

(3) Current State of Seismic and Tsunami Resistance at Nuclear Power Plant based on the 2024 Noto Peninsula Earthquake

*中村 晋¹

¹ 日本大学工学部

1. はじめに

マグニチュード(Mj)7.6 の令和 6 年能登半島地震が 2024 年 1 月 1 日に発生した。ハザードとして能登半島における地震の特徴は、輪島市や志賀町の震度 7 を含み広い範囲で 6 強や 6 弱の揺れが生じたこと、津波により能登町などの浸水高 4m 以上を含み広い範囲で浸水が生じたこと、さらに、輪島市西部で最大 4m 程度の隆起などの地殻変動が生じたことである。

志賀原子力発電所は、震源から 70km の位置に立地している。近年の地震が原子力発電所に及ぼす影響として、2007 年新潟県中越沖地震による事例や 2011 年東北地方太平洋沖地震による東京電力福島第一原子力発電所の事故が挙げられる。ここでは、原子力発電所の耐震安全性評価のこれまでの経緯を示した上で、令和 6 年能登半島地震の志賀原子力発電所への影響を踏まえた耐震・耐津波の現状について示す。

2. 原子力発電所の耐震安全性評価の経緯

原子力発電施設に対する耐震安全性の観点からの要求事項を明確化したものとして、1978 年 9 月 29 日に、はじめて「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」が策定された。1995 年兵庫県南部地震後、海外の基準類や文献の収集整理等や検討を踏まえて、2006 年 9 月 19 日に耐震設計審査指針の改訂を決定した。主な改定の内容は、①活断層の活動性評価に係る期間を 5 万年前から 12～13 万年前に拡大する、②基準地震動の評価方法を高度化する、③「残余のリスク」の存在を認識し、それを小さくする努力を行うなどである。2011 年東北地方太平洋沖地震後、事故を踏まえ、新規制機関として設置された原子力規制委員会の規則に関連する内規として新規制基準を決定し、2013 年 7 月 8 日に施行された。耐震を含む新たな要求事項として、基準津波の設定、耐震設計上考慮する活断層の認定基準、シビアアクシデント対策等を加えている。

3. 令和 6 年能登半島地震の志賀原子力発電所への影響を踏まえた耐震・耐津波性能の評価

志賀原子力発電所では、1 号原子炉建屋地下 2 階で最大値 399gal の揺れを観測した。その分析より、観測波は、新規制基準を踏まえて 2014 年に申請された基準地震動の加速度応答スペクトルより全周期で下回ることを確認している。原子炉建屋の耐震健全性確認より、各階の耐震壁に発生した層せん断力が許容値以下であることなどが確認された。また、基準津波として敷地高さ+11m の津波を設定しており、取水ピット内で観測された津波高さ+3.3m は基準値内であった。さらに、放水槽の周囲に設置した防潮壁の南側壁が数 cm 傾いていることを確認したが、変形は軽微であり、機能に影響はないことが確認されている。一方、耐震重要度区分が C クラスの変圧器からの絶縁油漏れが発生した。変圧器等の被害の影響により、外部電源 5 回線のうち 2 回線が使用できないものの、電源の信頼性確保の対策により、3 回線が使用可能となっている。さらに、高圧電源車のアクセスルートに数箇所段差の発生を確認したが、通行に支障ないことが確認されている。

これまでの地震の影響も合わせると、新規制基準への対応による頑健性の向上などの効果は認められるものの、懸案の耐震重要度区分の見直し(立地地点ごとのリスク情報の利活用など)、残余のリスクの有効活用、さらに今回は健全化していない多数基立地への対応など不断の安全性向上への見直しが必要である。

*Susumu Nakamura¹

¹College of Engineering, Nihon Univ.

Planning Lecture | Board and Committee : Board of Directors[Co-organized by Nuclear Safety Division]

📅 Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏢 Room E(Reecture RoomsA 2F A200)

[2E91_PL] Safety of Nuclear Power Plants against Earthquakes and Tsunamis - Lessons from the Noto Peninsula Earthquake -

Chair:Seiichi Koshizuka(UTokyo)

[2E91_PL04] Discussion

All Presenters, Hiroyuki Oigawa¹, Akio Yamamoto² (1. JAEA, 2. Nagoya Univ.)

2024年1月1日に発生した能登半島地震により、我が国が地震の多発する地域であり、原子力発電所における地震・津波対策がきわめて重要であることがあらためて認識された。一方で、東日本大震災以降、原子力発電所の地震対策及び津波対策は大幅に強化されている。そこで、本セッションでは地震・津波の専門家を招いて、最近の我が国における地震・津波の発生状況や、原子力発電所における地震対策・津波対策の現状をご講演いただくとともに、総合討論にて議論を深める。

Planning Lecture | Over view Report : Investigation Committee on Nuclear Data[Co-organized by Nuclear Data Division]

📅 Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏢 Room F(Recture RoomsA 2F A202)

[2F_PL] Nuclear data for future -Toward next generation JENDL-

Chair:Katsuhisa Nishio(JAEA)

[2F_PL01]

Advancing Fission Nuclear Data Evaluation Techniques

*Shin Okumura¹ (1. IAEA)

[2F_PL02]

Muon Nuclear Data

*Megumi Niikura¹ (1. RIKEN)

[2F_PL03]

Nuclear data for reactor licensing

*Hiroami Yamamoto¹ (1. MHI)

[2F_PL04]

Production of Medical Isotopes and Evaluation of Radiation Therapy Doses

*Chikako Ishizuka¹ (1. Tokyo Tech)

総合講演・報告 シグマ調査専門委員会

将来の核データ ～次世代 JENDL に向けて～
Nuclear data for future —Toward next generation JENDL

(1) 核分裂核データ評価手法の高度化

(1) Advancing Fission Nuclear Data Evaluation Techniques

*奥村 森¹, 石塚 知香子², 千葉 敏³¹国際原子力機関, ²東工大, ³NAT

1. はじめに

原子力が必要とされる核データは、核分裂生成物収率のみならず即発中性子やガンマ線のスペクトル、遅発中性子数など多岐にわたる。これらの物理量は全て核分裂直後の分裂片を起源として相互に関係している。しかし、今後、幅広い核種・エネルギー領域に対して核分裂に伴う物理量を統一的に核データとして評価するのに十分な実験値が揃っていない状況がある。このため、核分裂核データの評価には、理論・現象論的アプローチによるデータ補完が不可欠である。

2. 核分裂過程

図1に核分裂の時間発展の様相を示す。核分裂過程を説明するには、(1) 原子核が断裂し分裂片ができるまで、(2) 核分裂片が即発中性子・ガンマ線を放出して脱励起するまで、(3) それらがベータ崩壊し安定核に向かうまでの少なくとも3つの物理過程を組み合わせる必要がある。(2)、(3)の過程で観測される物理量や収率は全て断裂時点の(1)で形成された核分裂片の励起エネルギーやスピン等の状態によって決定される。しかし、(1)の実験的観測は困難を伴う。このため、実験値は主に(2)及び(3)の過程におけるもので、核分裂生成物の収率がよく測定されているのは(3)に至ってからである。また、例えば²³⁵Uの熱中性子入射による核分裂では、500を超える核種が生成されると言われており、全核種が精度良く観測されているわけではない。

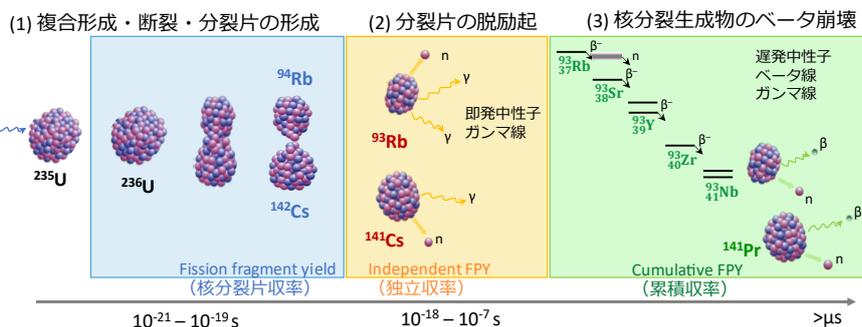


図1 核分裂過程

3. 核分裂核データの評価の高度化

JENDL-5.0で更新された核分裂収率データでは、新たな実験データの評価及び従来用いられてきた現象論的モデルを物理理論に基づいたデータへの置き換えなどの工夫を取り入れた新たな評価手法^[1]が採用された。しかしながら、核分裂収率データ以外の核分裂に伴うデータは、収率とは別に評価作業が行われている。この評価手法は、実験値が充実している核種やエネルギー領域においては可能だが、実験値が乏しい領域においては困難である。このため、核分裂核データの評価の高度化に向けて、実験値の充実のみならず、現象論的手法と核分裂理論を組み合わせた「核分裂片ジェネレータ」とよばれる(1)の過程における核分裂初期の分布を生成するモデルの開発と、既にある(2)脱励起及び(3)ベータ崩壊過程を一貫して計算できるフレームワークの開発が求められている。特に(1)については、Langevinモデル^[2]をはじめとした理論計算のサンプリングイベントのデータベース化や、実験・理論的に得られた系統性を核分裂片ジェネレータに組み込むことなどが検討されている。本発表では、これまでに行われてきた取り組み例を紹介し、評価手法の高度化に有用な理論・現象論的アプローチについて議論する。 [1] K. Tsubakihara et al., *J. Nucl. Sci. Technol.*, 58 151 (2021)

[2] C. Ishizuka et al., *Phys. Rev. C*, 96, 064616 (2017)*Shin Okumura¹, Chikako Ishizuka², and Satoshi Chiba³¹IAEA, ²Tokyo Institute of Technology, ³NAT

将来の核データ ～次世代 JENDL に向けて～
Nuclear data for future —Toward next generation JENDL

ミューオン核データ

Muon Nuclear Data

*新倉 潤¹

¹理化学研究所

1. はじめに

近年ミューオンによる核反応は、ミューオン非破壊元素分析、核変換、医療用 RI 製造、放射線安全、半導体ソフトエラー、地球惑星科学等の様々な研究分野でその重要性が指摘されている。一方で、これらの研究の基盤となるミューオンと原子核の核反応データを網羅的に収録したデータベース（ミューオン核データ）は存在しない。そこで、2023年に理化学研究所・九州大学・JAEA・東京大学を中心としたミューオン核データ開発チームを立ち上げ、次世代 JENDL への収録に向けた核データ整備を進めている[1]。

ミューオン核データの開発のキックオフとして、2023年12月14日にシグマ専門調査委員会および理化学研究所仁科センター核変換データ研究開発室の共催で「ミューオン核データ研究会」を開催した[2]。この研究会では、ミューオン核データに関連する様々な分野での研究の現状を共有し、今後の核データ開発に向けた課題について議論した。研究会では下記6件の講演が行われた。

- 「ミューオン核データ」新倉潤（理化学研究所）
- 「ミューオン原子核捕獲反応からの放出粒子の測定」川瀬頌一郎（九州大学）
- 「J-PARC 物質・生命科学実験施設における放射線安全と放射性核種生成確率の測定」山口雄司（JAEA）
- 「放射線挙動解析コード PHITS のミューオン輸送計算機能」安部晋一郎（JAEA）
- 「ニュートリノ原子核反応の精密理解を目指した原子核実験」中島康弘（東京大学）
- 「ミューオン捕獲反応後の放出粒子エネルギーの分布と反跳エネルギー」湊太志（九州大学）

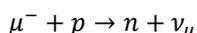
また、2024年3月27日には、日本原子力学会2024年春の年会において核データ部会主催・シグマ調査専門委員会共催で企画セッション「ミューオン核データの進展」が開催された[3]。この企画セッションでは主に関連する実験・理論それぞれの研究成果が報告され、また将来の核データ整備に向けた展望を議論した。企画セッションでは、下記4件の講演が行われた。

- 「インビーム放射化法によるミューオン核データの測定」新倉潤（理化学研究所）
- 「ミューオン原子核捕獲反応の実験研究」川瀬頌一郎（九州大学）
- 「ミューオン捕獲反応の理論計算から見た核データの新たな可能性」湊太志（九州大学）
- 「PHITS のミューオン輸送計算機能とその応用」安部晋一郎（JAEA）

上記二つの研究会では、これまで比較的独立して行われてきた研究間の協力体制の構築、実験と理論の相互連携、今後の核データ評価手法や核データ開発指針等について活発な議論が行われた。

2. ミューオンと原子核の相互作用とミューオン核データ

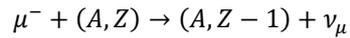
負の電荷を持つミューオン(以下単にミューオンと記す)が物質中に停止すると、原子核のクーロン場に捕われてミューオン原子を形成し、基底準位の 1s 軌道までオーグ電子やミューオン原子 X 線を放出して段階的に遷移する。1s 軌道にあるミューオンは一定の寿命を持ち、自然崩壊または原子核捕獲反応（以下、単にミューオン捕獲と記す）によって消滅する。ミューオン捕獲の素過程は、主に原子核内の陽子とミューオンが弱い相互作用によって結びつき中性子とニュートリノを生成する反応



*Megumi Niikura¹

¹RIKEN

であり、原子番号、質量数を持つ原子核(A, Z)に対してミューオン捕獲が起こると、原子番号が一つ小さい原子核($A, Z - 1$)を形成する。



この反応においてミューオンの静止質量 ($106 \text{ MeV}/c^2$) の殆どはニュートリノが運動エネルギーとして持ち去り、残りのエネルギーは $5\text{-}50 \text{ MeV}$ 程度の励起状態にある原子核 (複合核) の形成に使われると考えられている。反応により生成した複合核は、中性子・陽子・アルファ粒子などの粒子放出やガンマ線脱励起を伴い残留核へと変化する。

現在開発中のミューオン核データは、ミューオンによる核反応に関連する下記の 5 つのサブライブラリから構成される。

- (1) ミューオン原子 X 線のエネルギーと強度
- (2) ミューオン原子の寿命 (ミューオン捕獲確率)
- (3) ミューオン捕獲による核種生成確率
- (4) ミューオン捕獲から放出される粒子の放出確率
- (5) ミューオン捕獲から放出される粒子のエネルギースペクトル

それぞれのサブライブラリに関連する先行研究や、近年の実験手法・理論モデルの開発状況については文献[1]を参照されたい。

本講演では、はじめにミューオン核データの概要を紹介したのちに、特に研究会や学会での議論を通じて進展した最新のミューオン核データ開発状況について報告する。

参考文献

- [1] M. Niikura et al., Proc. Symp. Nucl. Data 2023, arXiv:2403.19965.
- [2] <https://indico2.riken.jp/e/muon2023>
- [3] 核データニュース No. 138, 1-31 (2024), ISSN 0385-4876.

総合講演・報告 シグマ調査専門委員会

将来の核データ ～次世代 JENDL に向けて～
Nuclear data for future —Toward next generation JENDL

原子炉許認可のための核データ

Nuclear data for reactor licensing

*山本 弘明¹¹MHI

1. はじめに

原子炉施設の許認可評価において、核データとして JENDL の利用が促進されれば、国内の核データ高度化のモチベーションが上がり、優れた核データの生産につながると期待される。2023 年 12 月 21 日に開催した「原子炉と規制」に関する将来の核データワークショップでは、規制・新型炉・JENDL の取り組みについて講師の先生にご講演を頂き、JENDL 利用促進のための取り組みについて議論を行った。

本発表では、ワークショップでの講演概要を報告すると共に、ワークショップ内及び当委員会内での議論を踏まえた JENDL の利用促進に向けた提言について紹介する。

2. 将来の核データワークショップ「原子炉と規制」の講演概要

ワークショップでは、表 1 に示す 3 つのテーマについてご講演頂いた。各講演の概要について以下のとおり紹介する。

- 「規制における核データの取扱」：許認可の審査では、核データ自体が審査の対象になるものではなく、核データを解析コードに合わせて多群化・近似等の処理を行った炉定数ライブラリと、解析コードがセットで精度等の議論がなされる。規制における核データの選択は、規則・ガイド等で指定されるものではなく、許認可申請者の裁量であることから、許認可申請者にとって JENDL を採用しやすい環境を整備することが重要。
- 「新型炉開発、アイソトープ製造、原子力宇宙応用からの核データニーズ」：原子力技術の積極的活用の促進により、これに付随して新たな核データニーズが生まれる可能性がある。昨今では、GX 実現に向けた新型炉開発のほか、アイソトープ製造分野における軽水炉や高速炉を活用した RI 製造技術開発、宇宙応用分野における原子力推進ロケット、宇宙電源用小型原子炉、原子力電池開発のように、多方面の分野において原子力技術活用が進められている。各分野での核データのニーズに対する受容性・即応性に加えて、これらのニーズに対する優先順位等のマネジメントも重要。
- 「これまでの JENDL 開発の取り組み」：最新の JENDL-5 における JENDL-4.0 からの改善点・特徴等の概要を中心に JENDL 開発について紹介。JENDL-5 では中性子反応データにおける収録核種数を JENDL-4.0 から大幅に拡充（406→795 核種）したほか、JENDL の独自性の観点から、核分裂収率では測定データと理論的なモデルを組み合わせて導出した新たな評価データを反映した点、熱中性子散乱則では従来 ENDF データを採用してきたが初めて JENDL の独自評価データを収録した点を紹介。

表 1 将来の核データワークショップ「原子炉と規制」講演題目

日程・開催形式	講演題目	発表者（敬称略）・所属機関
2023/12/21 (Web 開催)	1. 「規制における核データの取扱」	藤田 達也 (JAEA)
	2. 「新型炉開発、アイソトープ製造、原子力宇宙応用からの核データニーズ」	高木 直行 (東京都市大)
	3. 「これまでの JENDL 開発の取り組み」	岩本 修 (JAEA)

3. ワークショップ・委員会での議論を踏まえた提言

原子炉施設の許認可申請における JENDL の利用は、ENDF/B 系統が主流の既許可から核データを変更するケースが少ない背景により、バックアップ等の補助的なものである場合が多いと考えられる。国産核データである JENDL が原子炉施設の許可申請において広く利用されることは、JENDL の存在価値を国内外に高め、将来にわたって核データの高度化を進める体制を維持していくことに資することからも重要である。

JENDL の利用促進に向けて、ワークショップ内及び当委員会内での議論を踏まえた提言 3 点を以下に示す。

- JENDL を採用しやすい環境の整備：許認可申請での議論（解析コード+炉定数ライブラリが、解析対象とする体系について十分な精度を有しているか、等）に必要な参考情報やエビデンスといった情報が参照可能な文献の形で整備されていることが望ましい。
- JENDL の付加価値の提示：新たな核データの需要拡大にあたり、これらをタイムリーに揃い上げ、他国のライブラリに先んじた核データの整備に繋がられる仕組みが構築されれば、JENDL を採用する大きな動機付けになると考えられる。（上記のニーズ調査の一環として、当委員会ホームページには核データに関するリクエストページを設置）
- 核データ評価者とユーザーが連携したさらなる高度化：近年、核データで重点化が図られる一例として、共分散データの充実化が挙げられる。今後、共分散データを原子炉特性における核データ由来の誤差定量化などに適用していくためには、優先すべき核データの選定や積分実験データの評価への反映方法などを、核データ評価者とユーザーが密に議論していくことが必要であり、国産核データである JENDL の強みを活かせる分野と考えられる。

いずれの提言に関しても、核データ評価者と炉物理研究者、許認可解析実務者の 3 者間での緊密な連携が必要であると考えられる。各提言の実現に向けて核データ評価者と炉物理研究者、許認可解析実務者の 3 者間での連携のあり方を模索していく。

*Hiroaki Yamamoto¹

¹Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

総合講演・報告 シグマ調査専門委員会

将来の核データ ～次世代 JENDL に向けて～
Nuclear data for future —Toward next generation JENDL

医療用同位体生成と放射線治療線量評価

Production of Medical Isotopes and Evaluation of Radiation Therapy Doses

合川 正幸¹, *石塚 知香子², 片渕 竜也², 新倉 潤³, 深堀 智生⁴, 福田 茂一⁵¹北大, ²東工大, ³理研, ⁴原子力機構, ⁵量研機構

1. 緒言

この20～30年ほどで核医学分野が飛躍的に発展し、それに伴って医療用同位体製造に必要な核データや放射線照射治療の一次被ばく量評価のための核データも急ピッチで整備されてきた。医療用同位体の中でも特に α エミッターは難治性癌の治療に高い効果が期待されることから現在も基礎データの取得が重要なテーマとなっており、現在も国内外で基礎データの収集が進められている。医療用同位体製造に関して不足している核データや照射治療にあたる医療従事者の被ばく線量評価などのより高度な核データの整備が次のステップとして重要になってくる。そこで我々はこのような現状を踏まえ、医療用同位体・照射治療被ばくに関する話題を中心として、今後広い意味での医療業界で重要と成り得る核データについて検討することを目的としたワークショップを2024年2月29日に開催した。この際の議論に端を発し、二次被ばく線量評価や半導体のソフトウェアの要因として今後重要性を増すであろう「残留核の反跳」に関して、更に測定・評価手法の可能性やあり方を広く議論することを目的としたワークショップを2024年8月5日に開催した。本講演では、これらの二つのワークショップの講演内容の概略や将来の核データを見据えた議論のポイントを共有する。

2. 医療用同位体・照射治療被ばくに関するワークショップ

整備されつつある医療関連の核データとして、医療用同位体（特に α 放出核）製造に必要な核データおよび放射線照射治療の被ばく線量評価の高度化のための核データに着目した。また今後整備が必要な医療関連の核データとして、医療用同位体製造に関して不足している核データおよび照射治療にあたる医療従事者の被ばく線量評価について検討した。

2-1. 医療用同位体の製造に関する話題

「医療用同位体の製造に関する核データへの要望」と題した永津弘太郎氏（QST）の講演では、現在利用されている医療用 RI や QST における RI 生産施設の紹介の後、Cu-67 および Ac-225 を例に製法の現状や難しい点に関する情報提供がなされた。講演では特に核データとして Ra-226 (p,2n)Ac-225 の断面積が非常に少ないとの指摘があった。特に陽子の入射エネルギー $E_p \leq 30 \text{ MeV}$ での Ra-226 (p,2n)Ac-225 の断面積データの拡充が重要であるだけでなく、Ra に関しては 30-110 MeV の陽子入射反応など生成される核種についての核データ整備が必要との報告があった。

2-2. 遮蔽・放射線治療時の被ばく線量に関する話題

全6件の講演のうち、残りの5件の講演は放射線治療時の被ばく線量評価や遮蔽計算に関するものであった。

「医療分野における核データ利用促進に向けた提案-PHITS-」と題した佐藤達彦氏（JAEA）の講演では、PHITS コードで JENDL-5 を用いた場合の吸収線量計算の問題、粒子線治療の生物学的線量評価や炭素線治療計画への応用例の紹介があった。特に荷電粒子や高エネルギー中性子ライブラリを使った計算では、荷電粒子を明示的に放出するためのカーマ近似はそのまま使えないため、現状では JENDL5 を用いた吸収線量計算を JENDL5 ベースで行うことができないとの報告があった。また粒子線治療の生物学的線量評価への応用を

Masayuki Aikawa¹, *Chikako Ishizuka², Tatsuya Katabuchi², Megumi Niikura³, Tokio Fukahori⁴ and Shigekazu Fukuda⁵¹Hokkaido Univ., ²Tokyo Tech, ³RIKEN, ⁴JAEA, ⁵QST

考えると、核反応により生成される（残留核を含む）全ての二次粒子の収率およびエネルギースペクトルが必要となるが、低エネルギーで各残留核の二重微分断面積の ACE ファイルが整備されていないことや、各反応チャンネルの断面積が高エネルギー中性子および荷電粒子ライブラリで整備されていないことが問題点として指摘された。PHITS の炭素線治療計画への応用に関する議論としては、H, C, N, O だけでよいので CCONE による核反応イベントリストの作成を検討すべきとの提案があった。

「医療分野における核データ利用促進に向けた提案-Geant4-」と題した坂田洞察氏（阪大）の講演では、医療応用が進んでいる原子核反応として、原子核の崩壊、核破砕、ホウ素捕獲、光核反応の紹介があった。また Geant4 と PHITS で用いられる核反応モデルの対応付けについて詳説いただいた。なお、中性子入射反応や中エネルギーの核反応では、Geant4 よりも JENDL ベースの PHITS のほうが良く、特に断面積が加速器中性子源で非常に重要な $\text{Be-9}(p, xn)$ 反応に関しては JENDL5 が圧倒的に良いとの報告があった。JENDL を Geant4 のデフォルトオプションとするには時間が必要であるが、ENDF 形式から G4NDL 形式への converter は存在しており JENDL5 を用いて Geant4 を流すことは可能であるとの現状報告があった。核データ分野への要望として医療用途では C-12 ビームを H, C, O, Al, Cu, Ti, Sn, Pb 標的に 400MeV/u 以下であるような実験データが有用となるが、角度分布についての情報や 200-400 MeV/u の軽元素($A < 50$)の微分断面積の実験データが不足しているとの報告がなされた。また陽子ビームを用いた実験では標的核が O や Ca の場合に実験データ間のばらつきが大きく、特に Ca 標的に関しては実験データ自体が古く、かつ少ないという問題が提示された。

「粒子線治療時に体内で発生した二次中性子の線量評価」と題した松本真之介氏（都立大）の講演では、粒子線治療中に発生する中性子の空間線量分布について実測値および臓器線量の評価値についての紹介があった。当初我々が懸念していた血液中の鉄の放射化などは実際には無視できる程度であるものの、二次被ばくの線量評価では Fragment の線量についての情報はやはり重要であるとの共通認識を得た。以上の3件が放射線治療に関する核データの高度化に関する話題であり、続く2件は許認可のための遮蔽計算で重要となる核データについての話題提供である。

「放射線施設許認可のための遮蔽計算における問題点」と題した田中鐘信氏（理研）の講演では、加速器施設の線量評価では $E_n \geq 150\text{MeV}$ でのみ妥当な Moyer の式が使用されており、減衰効果については遮蔽計算の高度化が必要であろうとの指摘があった。また、最近理研で行われた U ビーム入射の Cu 標的の中性子生成量データ測定についての紹介があった。一方で、理研 RIBF で使用している Be や W 標的、また将来ビームダンプで活用される物質の中性子生成量データはまだ存在しておらず、これら中性子生成量の核データを揃えてほしいとの要望があった。（医療用）RI 生成には大強度ビーム施設が不可欠であり、遮蔽も厚くなるため線量の減衰など線量評価が難しい。ビームダンプで生成される中性子の遮蔽評価のためには数 MeV から 20 MeV の中性子散乱の高精度な核データが必要であるという指摘があった。

「高エネルギー γ 線による光核反応の測定核データ、遮蔽設計」と題した佐波俊哉氏（KEK）の講演では、加速器施設で評価すべき放射線や相互作用について概説があり、KEK でも理研でも放射線の評価のために必要な事項には共通部分が多いものの、KEK は電子加速器が主であるため電子の制動放射の計算が必要になる点が異なるとのことであった。なお加速器施設の許認可で重要となる核データに関しては、核断面積の精度が必要になるのは小型の加速器の場合に限定的であるとの指摘があった。また高エネルギー γ 線による光核反応の測定結果と PHITS や MCNP などの計算値との比較では、 $\text{Cu}(\gamma, xn)$, $\text{Sn}(\gamma, xn)$, $\text{Pb}(\gamma, xn)$, $\text{Au}(\gamma, xn)$, のいずれの場合でも特に $E_n > 2\text{MeV}$ 以上で実験値の再現性が非常に良くないという現状の課題点が示された。

3. 残留核の反跳に関するワークショップ

2023 年度に開催した上記ワークショップでの議論を受け、2024 年度 8 月 5 日に二次被ばく線量評価や半導体のソフトウェアの要因として今後重要性を増すであろう「残留核の反跳」に関するワークショップを開催し、PHITS における残留核の取扱い・原子核の反跳の測定手法・計算手法・評価手法についての以下に示す 6 件の講演を通して、残留核の反跳に関する核データ整備の問題点の洗い出しを試みた。

「PHITS と JENDL-5 を組み合わせた医学物理計算の問題点」と題した佐藤達彦氏（JAEA）の講演では、最近の PHITS の開発動向の紹介の後、PHITS と JENDL-5 を組み合わせた医学物理計算における問題点が指摘された。吸収線量の計算をする場合に粒子飛程が短い場合にはカーマでも可能であるが、二次荷電粒子の飛

程が 5mm ほどになるとカーマでは対応できないため、現状では PHITS で吸収線量を出すことはできない。JENDL-5 の各残留核の生成断面積を PHITS に取り込んで放射化計算することはできる。なお JENDL-5 では、主要な残留核ごとにエネルギー分布は入っているが、角度分布は入っていないため今後整備が期待されるものとして、残留核のエネルギーや角度の情報が重要であるという議論がなされた。また医学物理計算では残留核だけ決められたら良いが、半導体エラーの計算ではエネルギー保存がイベントごとに成立していることが不可欠であるとの議論があった。

「アクティブ標的 TPC を用いた残留核の測定」と題した川畑貴裕氏（阪大）の講演では、時間射影型検出器（TPC）の動作原理から始まり、荷電粒子の三次元的な飛跡を検出できる MAIKo アクティブ標的と MAIKo プラスの開発状況の解説があった。また高密度環境下における 3α 反応の MAIKo を用いた測定を例にアクティブ標的での反跳核の測定ではシリコン検出器での測定に比べて作業量が膨大となることが示された。次に α 非弾性散乱を例に反跳核からの崩壊粒子の同時計測手法について報告があった。反跳核からの崩壊粒子の測定は解析が非常に煩雑になりがちな TPC の他に、シリコン検出器でも行われており、最近開発された従来よりも大きな立体角で検出可能なシリコン検出器および波形解析を利用した粒子識別の手法についての解説があった。

「逆運動学を用いた終状態の同定と核データへの寄与」と題した大津秀暁氏（理研）の講演では、逆運動学手法を用いた残留核の粒子同定の可能性について報告があった。重粒子線入射で生成された高速軽粒子によるドーズの評価には反跳原子核の情報は重要であるが、逆運動学手法では入射エネルギーが高いほど、残留核のチャンネル候補が増えて扱いが難しくなる。また残留核が放射性で長寿命であれば放射化法により生成粒子の識別は可能であるがエネルギー情報は失われてしまう。一方、残留核が放射性で短寿命の場合には In beam gamma などの工夫が必要となる。逆運動学での測定では、残留核がローレンツブーストされ、比較的前方に集中するため角度の情報は乏しくなる半面、磁気スペクトルメータの併用により、残留核の粒子識別はよくできるという特長がある。先ほどの川畑氏の講演とは逆で、逆運動学手法では陽子入射は扱えるのが、中性子入射反応の逆運動学はできないという手法による得手不得手が共有された。

「ミュオン捕獲反応における反跳エネルギー計算について」と題した湊太志氏（九大）の講演は 2024 年度春の年会にて開催された企画セッション「ミュオン核データの進展」での講演に準じ、半導体ソフトウェアと原子核の反跳との結びつきの解説に始まり、PHITS を用いたシリコンがミュオンを吸収して放出される粒子の組成と、より詳細な原子核理論（STDA+MEC）に基づく計算での組成について比較について報告があった。その結果、STDA+MEC+CCONE と PHITS（QMD+GEM）の定性的傾向がよく一致していることが示された。なお、ソフトウェアの評価には出ていく粒子のエネルギー情報だけでは不十分であることやエキシトンモデルによる前平衡の計算が不可欠あることが指摘された。

「PHITS を用いた PKA スペクトルと弾き出し断面積」と題した岩元洋介氏（JAEA）の講演では、PHITS による PKA スペクトルお計算と弾き出し損傷計算および検証実験についての報告があった。PHITS と核データを用いることで広いエネルギーに対応したあらゆる粒子に対する材料の PKA エネルギースペクトル弾き出し損傷計算が可能であり、弾き出し断面積の実験データとの比較から PHITS の計算結果が実験を良く再現できることが示された。しかしながら、20 MeV~100 MeV の中性子・陽子照射による材料の PKA スペクトルの核データ整備や、PKA エネルギースペクトルの測定、2核種以上からなる合金や半導体のはじき出し損傷計算などが核データとしての課題として指摘された。

「JENDL における反跳核エネルギースペクトルの評価」と題した岩本修氏（JAEA）の講演では、反跳核のスペクトルが JENDL-5 から提供されるようになった経緯から始まり、反跳核のスペクトルデータが 20MeV 以上と以下で入れ方が違うことやその理由などが解説された。20MeV 以下では反応 c h ごとに区別しているが、エネルギーが高くなるとチャンネルが増えすぎてしまうため区別していない。二体反応や 20MeV 以下の反応であれば、残留核の運動エネルギーも与えられる。CCONE では方位角も扱える。JENDL-5 では C 以上の安定核を中心に 200 以上の残留核反跳エネルギー分布が収録されているが、残留核がターゲットと大きく異なる場合には信頼性の問題からエネルギーを収録していない。また CCONE で上手く計算できるのは重い核であり、人体や半導体など軽めの核については実験データの整備が重要であるとの指摘があった。

Planning Lecture | Technical division and Network : Advanced Reactor Division

📅 Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏢 Room
G(Recture RoomsB 1F B101)

**[2G_PL] New technology development expected for advanced reactors
toward massive expansion of renewable energy capacity**

Chair:Takaaki Sakai(Tokai Univ.)

[2G_PL01]

Development trends of nuclear-renewable hybrid energy technologies in Japan and foreign countries

*Hidemasa Yamano¹ (1. JAEA)

[2G_PL02]

Advanced reactors and energy mix

*Ryoichi Komiyama¹ (1. UTokyo)

[2G_PL03]

Annual simulation of fast reactor with thermal energy storage based on price following model

*Shoma Fujii¹ (1. UTokyo)

[2G_PL04]

Safety design technologies of fast reactor with thermal energy storage

*Kazuya Takano¹ (1. JAEA)

新型炉部会セッション

再生可能エネルギー導入拡大を見据えた新型炉に期待される新たな技術開発
New technology development expected for advanced reactors toward massive expansion of
renewable energy capacity

(1) 再エネ協調技術開発の国内外動向

(1) Development trends of nuclear-renewable hybrid energy technologies in Japan and foreign countries

*山野 秀将¹, 豊岡 淳一¹¹ 日本原子力研究開発機構

1. はじめに

2022年12月、「GX（グリーン・トランスフォーメーション）実行会議」が開かれ、「GX実現に向けた基本方針～今後10年を見据えたロードマップ～」が取りまとめられ、2023年2月、閣議決定された。同基本方針は、エネルギー安定供給の確保に向け、徹底した省エネに加え、再生可能エネルギー（再エネ）や原子力などのエネルギー自給率の向上に資する脱炭素電源への転換などGXに向けた脱炭素の取組を進めるとともに、GXの実現に向け、「成長志向型カーボンプライシング構想」の実現・実行を行うとされている。2023年7月、それらを具体化した「脱炭素成長型経済構造移行推進戦略」（GX推進戦略）が閣議決定され、2023年12月、GX分野別投資戦略が策定された。GX経済移行債を活用した投資促進策により、GXの取組が加速している状況にある。2024年5月、GX実行会議にて、今後、経済社会の大変革と脱炭素の取組を一体的に検討し、2040年を見据えた国家戦略「GX2040ビジョン」を策定する方針が示された¹⁾。2024年からは年度内をめどとした次期エネルギー基本計画の改定のため、基本政策分科会にて議論が進められている²⁾。

2021年10月の第6次エネルギー基本計画の閣議決定以降、ロシアによるウクライナ侵略や、中東情勢の緊迫化など、地政学リスクの高まりを受け、エネルギー安全保障の重要性が増している。また、カーボンニュートラルに向けて、エネルギー安定供給や脱炭素化に向けたエネルギー構造転換を、自国の経済成長につなげるための政策を強化する必要がある。原子力については、エネルギー安全保障に寄与し脱炭素効果の高い電源とされ、最大限活用することが期待される。GX基本方針には、「エネルギー基本計画を踏まえて原子力を活用していくため、原子力の安全性向上を目指し、新たな安全メカニズムを組み込んだ次世代革新炉の開発・建設に取り組む。そして、地域の理解確保を大前提に、廃炉を決定した原発の敷地内での次世代革新炉への建て替えを対象として、六ヶ所再処理工場の竣工等のバックエンド問題の進展も踏まえつつ具体化を進めていく」と記述されている。原子力（次世代革新炉）の分野別投資戦略では、高速炉（実証炉）と高温ガス炉（実証炉）にGX先行投資支援がなされるとともに、原子力サプライチェーンや原子力人材などの基盤強化支援を行っている。

2030年度の電源構成は再エネを36～38%程度、原子力を20～22%程度を見込んでおり、残りを天然ガスや石炭といった火力とする計画である。2022年時点の電源構成は、再エネ22%、原子力6%、化石火力73%となっている³⁾。再エネ・原子力共に引き上げる必要がある一方、火力発電については、2050年カーボンニュートラルに向けて火力発電の比率をできる限り引き下げる方針である。しかしながら、当面の間、化石燃料による火力発電は太陽光発電や風力発電のもつ再エネの変動性を補う調整力としての役割を果たす必要がある。次世代革新炉（新型炉）は、再エネの変動性を補う調整力という新たな価値⁴⁾を有しており、原子力の新たな活用方法を提起することができる。本報では、再生可能エネルギー導入拡大を見据えた新型炉に期待される新たな技術開発として、IAEAとGIFの取組を中心に、再エネ協調技術開発の国内外動向を紹介する。

*Hidemasa Yamano¹, Junichi Toyooka¹

¹Japan Atomic Energy Agency

2. 国際機関の取組

2-1. IAEA 報告書

2018年10月、IAEAでは、Technical Meeting on Nuclear-Renewable Hybrid Energy Systems for Decarbonized Energy Production and Cogenerationを開催し、各国における原子力-再エネ協調システムについて紹介され、開発資金や戦略、計画管理、技術的な課題が議論された⁵⁾。それを基に、包括的に整理された報告書が2023年に発行された⁶⁾。ここでは、その報告書内の再エネ協調技術を紹介する。

2-1-1. 熱

原子力発電は熱エネルギーを電気エネルギーに変換しており、再エネ集光型太陽熱発電やバイオマス発電といった再エネ発電技術と同じである。調整力を備えた原子力エネルギーと再エネを組み合わせることで、変動性再エネのエネルギー損失を最小化でき、従来型化石燃料火力発電と比肩できる。このような原子力-再エネ協調システムは主要国で表明している二酸化炭素排出削減に貢献できる。また、発電以外にも、産業界での高温熱利用や地域暖房での低温熱利用という利点を有している。食料サプライチェーンにもエネルギーは重要な役割を果たしており、農業や食料市場においても原子力-再エネ協調システムは貢献できる。

2-1-2. 水素

世界の水素製造は、天然ガスの改質によるものが主流であり、2019年に60 Mt/year (8.5 EJ/year)を超えている。加えて、40 Mt/year (5.7 EJ/year)が石油精製や製鉄といった産業での副生成物として生産され、ほぼ全てがプロセス内で使用されている。水素はエネルギー貯蔵の役割を担うことも可能であり、エネルギーキャリアとして活用していくことが期待される。2050年には、世界で550 Mt/year (78 EJ/year)の潜在的な需要が見積もられており、蓄電、運輸、産業エネルギー、炭素利用プロセスの原料、鉄鉱石の還元等への利用が想定される。

IAEAはガスタービン発電と水素製造を可能とするGTHTR300Cを検討済みであり、45-50%の高効率発電を達成し、他電源と競合できる技術を有している。負荷追従運転も可能であり、変動性再エネと協調できる技術である。また、水素製造法として、化石燃料を用いた製造法に加え、熱化学法による水分解、低温水電解や高温水蒸気電解があり、原子力-再エネ協調システムとして高温水蒸気電解との組み合わせを検討したものが多く、軽水炉でも800℃まで過熱した水蒸気を用いる方法も検討されている。原子力-再エネ協調システムによる水素製造は市場と適合さえすれば有力な技術オプションである。

2-1-3. その他

世界では浄水を必要とする国が多い。既存原子力発電所では250炉年の水浄化（海水脱塩化）の経験がある。我が国でも、大飯、高浜、伊方、玄海の各原子力発電所で淡水化装置が運転されていると報告されている。世界の浄水化問題に対して、原子力-再エネ協調システムは貢献できる。

セメント製造過程や化学産業に必要な熱エネルギーを原子力-再エネ協調システムで賄うことが期待される。また、集光型太陽熱発電や海洋温度差発電との組み合わせが考えられる。

2-2. GIF ワークショップ

第四世代原子力国際フォーラム（GIF）では、原子力熱の非電力利用（Non-Electric Applications of Nuclear Heat: NEANH）に関するタスクフォース（NEANH-TF）を立ち上げ⁷⁾、2022年10月に第1回ワークショップをカナダで開催した。GIFでは様々な炉型があり、柔軟性を活用することで再エネ主流のエネルギー市場での共存と統合を可能にし、送電網の安定性や品質を高めることができる。ワークショップでは、第4世代原子炉と組み合わせた非電力利用に関する進行中の活動の紹介、可能性のある利点を追求した研究について技術開発者とエンドユーザーといった利害関係者による議論が行われ知識レベルの向上が図られた。2024年4月には第2回ワークショップを韓国で開催した⁸⁾。参加者は、ネットゼロの未来に向けた技術の進歩を追求するため、原子力エネルギーを産業用途に結びつける際の具体的なニーズ、要件、潜在的な課題や懸念事項に関する情報を共有した。主要な結論は以下のとおり。

- ・ 原子力の非電力利用には有益な歴史があるが、それは軽水炉技術を用いた低温用途に限られる。より高温の産業用途では、異なる点に考慮が必要であるが、第四世代原子炉技術の利用により、多くのメリッ

トを受けられる可能性がある。

- ・ より高い温度を必要とする産業では、燃料転換 (fuel switching) が容易ではなく、既存のプロセスに大幅な変更が必要である。この移行を可能にするには、統合システム分析と財政的支援が必要と考えられる。
- ・ 産業の脱炭素化のための熱と電力の需要は増加すると考えられる。
- ・ エンドユーザーが事業活動に原子力を活用する機会や可能性を評価するための報告書やツールが存在する。原子力業界と産業界との関わりを深めることが推奨される。
- ・ 産業部門での排出削減のために原子力を利用する大きなチャンスがあり、システムが商業的に利用可能となれば、エンドユーザーはすぐにでも原子力を導入するだろう。
- ・ 水素製造は特に関心が高く、水素製造における原子力の競争力を理解するためにはバリューチェーン分析が必要である。
- ・ NEANH には規制上の不確実性があり、リスク情報に基づいたグレーデッドアプローチによるケースバイケースのシステム分析が必要である。他方、明らかに克服できない技術的障壁はない。
- ・ 特有の規制環境、国内政策、代替エネルギーオプションの利用可能性、産業ユーザーのエネルギー需要およびサプライチェーン能力により、NEANH のビジネスチャンスは、地理的な差異が明確である。
- ・ この分野の進捗状況を伝えることも含め、原子力部門を超えた協力体制の強化が不可欠である。規制当局、投資家、一般市民の信頼を築くためには、コミュニケーションと透明性が重要である。
- ・ 今後のワークショップには、エンドユーザーや、金融機関、投資家、保険会社など、関連性のあるステークホルダーを追加で参加させるべきである。

3. 国内外の再エネ協調技術

3-1. 統合エネルギーシステム

再エネによる電力供給の急速な拡大に伴い、その変動性を補完する制御可能な電力、熱の供給源としての原子力、特に SMR への関心が拡大している。再エネ、原子力、炭素回収付化石燃料等のエネルギー源による電力、熱、水素等エネルギー供給全体の最適化を図る「統合エネルギーシステム (IES)」⁹⁾の検討が各国で開始されている。

統合エネルギーシステム (IES) は、複数のエネルギー源 (再生可能エネルギー、原子力、化石燃料、バイオエネルギー) を組み合わせ、複数のベクトル (電気、熱、水素、燃料) に変換して、複数のユーザー (建物、産業、輸送) に提供する。統合アプローチにより、各国はさまざまな技術の利点を活用して、環境への影響を最小限に抑えながら、信頼性が高く低コストのエネルギーを提供できる。統合エネルギーシステムの個々のコンポーネントは成熟している可能性があるが、多くの場合、これらを一貫性のある機能的なシステムに統合するには、さらなる研究、開発、および実証が必要になる。

ネットゼロの未来への移行には、再生可能エネルギーや原子力などの多様なエネルギー源と、クリーンな電気、熱、水素などを供給するためのエネルギー貯蔵の統合が必要である。この必要性を認識し、カナダ、フランス、日本、英国、米国の 8 つの国立研究所等が力を合わせ、統合エネルギーシステムの進歩を先導し、年次報告書(2023)としてまとめた¹⁰⁾。2022 年 1 月、8 つの国立研究所等が初のサミットを開催し、世界中の大幅な脱炭素化に向けた統合エネルギーシステムの極めて重要な役割を強調した。2023 年 1 月、国立研究所等はロンドンで会合し、今後の協力計画を議論するとともに、各産業エネルギーの脱炭素化、ガス供給網の水素への転換、電解装置の開発に関する洞察が共有された。

3-2. 蓄熱

2020 年に米国エネルギー省により支援が決定された NatriumTM は 2030 年頃までに運転開始を目指して開発が進められており、熱利用として硝酸系溶融塩を有した蓄熱システムを備えている (定格 345MWe に対して、5.5hr の間に 500MWe への発電量の増大を実現する蓄熱が可能)¹¹⁾。蓄熱技術そのものは硝酸系溶融塩を熱媒体とした顕熱蓄熱技術が国外の太陽熱発電 (500°C 前後の温度範囲) 等で既に実用化されており、技術開発の余地は小さい¹²⁾。仏国でもスタートアップ企業が溶融塩蓄熱を備えた高速炉開発に着手すると 2023 年 3 月に発表された¹³⁾。我が国でも、2023 年 3 月に次世代革新炉に必要な研究開発基盤として新たな高速中性子

照射場を提案しており、蓄熱システムとの組合せによる再生可能エネルギーを補完する調整電源としての役割に期待が高まっている¹⁴⁾。

電力・熱供給を目的として、米国では、X-energy はテキサス州シードリフトの Dow プラントへの Xe-100 (4 基) を導入することを計画している。中国では、2023 年 12 月、HTR-PM (高温ガス炉) の運転を開始し、2024 年 3 月、HTR-PM による地域暖房プロジェクトを開始した。また、海陽原子力発電所 (PWR) からの熱利用プロジェクトを開始した。ポーランドでは、化学工場への熱供給の目的での高温ガス炉の活用を検討している。

3-3. 水素製造

米国では、既存の原子力発電炉を利用した水素製造の実証プロジェクト 4 件を国がサポートしている。

- ・ Nine Mile Point Nuclear Station (ニューヨーク州) (2023 年 3 月：低温電気分解による水素製造を開始)
- ・ Davis-Besse Nuclear Power Station (オハイオ州) (低温電気分解)
- ・ Prairie Island Nuclear Generating Station (ミネソタ州) (高温電気分解)
- ・ Palo Verde Generating Station (アリゾナ州) (低温電気分解)

2023 年 10 月、DOE は「地域クリーン水素ハブ」として 7 地域 (16 州をカバー) を選定したことを発表した。超党派のインフラ投資・雇用法に基づき計 70 億 US\$ を投資するものである。

ロシアでは、2023 年、コラ原子力発電所に電解装置を設置し、初めて水素製造の実証に成功した。

韓国では、2024 年 6 月、Hyundai E&C、韓国水力・原子力会社 (KHNP) 他韓国企業 8 社は 2027 年までに原子力水素製造実証プラント (10MW) を建設するための MOU を締結した。

英国では、2021 年 8 月、「水素戦略」を発表した¹⁵⁾。原子力に関する記載には、脱炭素電源として、小規模原子力技術に投資しつつ、新規大規模原子力技術を追求するとし、2030 年代半ば以降の水素製造源として原子力 (SMR 及び AMR による熱、電力供給) が記載された。具体的には、水電解、高温水蒸気電解、熱化学法に原子力を想定しており、それぞれ、2020 年代、2030 年代及び 2030 年代後半の適用を想定している。

我が国でも、2023 年 6 月、「水素基本戦略」を発表した¹⁶⁾。全体方針、水素産業戦略 (水素の産業競争力強化に向けた方針)、水素保安戦略 (水素の安全な利活用に向けた方針) が記述されている。また、HTTR による水素製造実証試験を進めている¹⁷⁾。

4. おわりに

再生可能エネルギー導入拡大を見据えた新型炉に期待される新たな技術開発として、IAEA と GIF の取組を中心に、再エネ協調技術開発の国内外動向を紹介した。世界中で再エネ導入拡大を目指している中、統合エネルギーシステム、蓄熱、水素製造といった再エネ協調技術により、原子力の新たな価値が生み出される。高速炉や高温ガス炉といった新型炉は高温域の熱エネルギーを提供でき、原子力-再エネ協調システムとして活かしやすい。ただし、諸外国に比べて、日本は再エネ協調技術開発が遅れている。民間の活力を活かした革新炉開発を国が支援していき、日本の原子力の人材・技術・産業基盤の維持・強化に繋げていくことが重要である。

参考文献

- 1) https://www.cas.go.jp/jp/seisaku/gx_jikkou_kaigi/dai11/index.html
- 2) https://www.enecho.meti.go.jp/committee/council/basic_policy_subcommittee/
- 3) https://www.enecho.meti.go.jp/committee/council/basic_policy_subcommittee/2024/058/058_004.pdf
- 4) 大野、山野, “社会動向を踏まえた新型炉の価値 再生可能エネルギーと共存できる新型炉によるカーボンニュートラルへの貢献”, 日本原子力学会誌 Vol.65, No.7, pp.438-442 (2023).
- 5) <https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1885web.pdf>
- 6) IAEA, Nuclear-Renewable Hybrid Energy Systems, NR-T-1.24, Dec. 2022.
<https://www.iaea.org/publications/15098/nuclear-renewable-hybrid-energy-systems>
- 7) https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_207897/task-force-on-non-electric-applications-of-nuclear-heat

- 8) NEANH-TF, Workshop on Non-Electric and Hybrid Applications of Nuclear Energy, April 26, 2024, Busan, Korea.
- 9) <https://ies.inl.gov/SitePages/Home.aspx>
- 10) https://www.nnl.co.uk/wp-content/uploads/2023/09/GNL_IES_Annual_Report_23.pdf
- 11) Natrium™ Reactor and Integrated Energy Storage, https://www.terrapower.com/downloads/Natrium_Technology.pdf
- 12) NEDO 再生可能エネルギー技術白書 第2版 第5章 太陽熱発電・太陽熱利用
<https://www.nedo.go.jp/content/100544820.pdf13>)
- 13) <https://www.cea.fr/english/Pages/News/cea-presents-two-nuclear-startups-hexana-and-stellaria.aspx>
- 14) 文部科学省, “次世代革新炉の開発に必要な研究開発基盤の整備に関する提言”, 令和5年3月28日
https://www.mext.go.jp/content/20230328-mxt_genshi-000028687_01.pdf
- 15) <https://www.gov.uk/government/publications/uk-hydrogen-strategy>
- 16) https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/shoene_shinene/suiso_seisaku/pdf/20230606_2.pdf
- 17) <https://www.jaea.go.jp/02/press2022/p22042202/>

新型炉部会セッション

再生可能エネルギー導入拡大を見据えた新型炉に期待される新たな技術開発
New technology development expected for advanced reactors toward massive expansion of renewable energy capacity

(2) 新型炉とエネルギーミックス

(2) Advanced reactors and energy mix

*小宮山 涼一¹¹ 東京大学

1. はじめに

エネルギー政策での3E（安定供給、経済効率性、環境性）+ S（安全性）の基本方針を踏まえ、2050年までのカーボンニュートラル達成が目標とされている¹。また、近年の自然災害の激甚化を踏まえた強靱化(レジリエンス)や、再生可能エネルギー主力電源化、非効率石炭火力のフェードアウトの方針等を踏まえ、それらの様々な方針に適合した電力エネルギーシステムの構築が重要であると考えられる。その中で近年、エネルギーセキュリティや脱炭素への関心等を背景に、新型炉への注目が内外で高まり、例えば、小型モジュール炉（SMR）は安全性や機動性、水素製造等の多目的利用、そして分散配置可能性を踏まえ、エネルギー・環境問題解決への貢献が期待される。一方、SMR等の新型炉の導入可能性を考える上で、エネルギーシステムの将来像を具体的に示すことが重要になる。将来像を示すことで、例えば、再エネ大量導入時に求められる新型炉に必要とされる具体的な技術要件への示唆を得ることが可能になると考えられる。中でも、太陽光発電や風力発電の拡大に向けては、電力安定供給対策強化が重要となり、システムの供給力や調整力の確保、電力系統制約などの諸課題への取組が必要となる。調整力や電力貯蔵等による電力システムの柔軟性向上、送配電線容量の増強、電力系統安定性強化(周波数や電圧安定化)などが求められる中、再エネ大量導入時の新型炉に望まれる技術性能を客観的に検討することが大切になると考えられる。

筆者らは、カーボンニュートラル、再エネ主力電源化、電力レジリエンス強化など電力エネルギー市場を取り巻く様々な要因を踏まえ、既存の大型原子炉や小型軽水炉、水素製造が可能で機動性に優れた高温ガス炉、燃料の安定供給性に優れた小型高速炉を組み込んだ最適導入シナリオを導出可能な数値シミュレーション手法の開発を進め(図1)、原子力の最大限の活用と再エネ大量導入によるエネルギー安定供給、脱炭素を実現するエネルギーシステムの定量的分析をこれまで実施しており²⁾、本発表では主として電力部門での主要な分析結果に関して報告する。

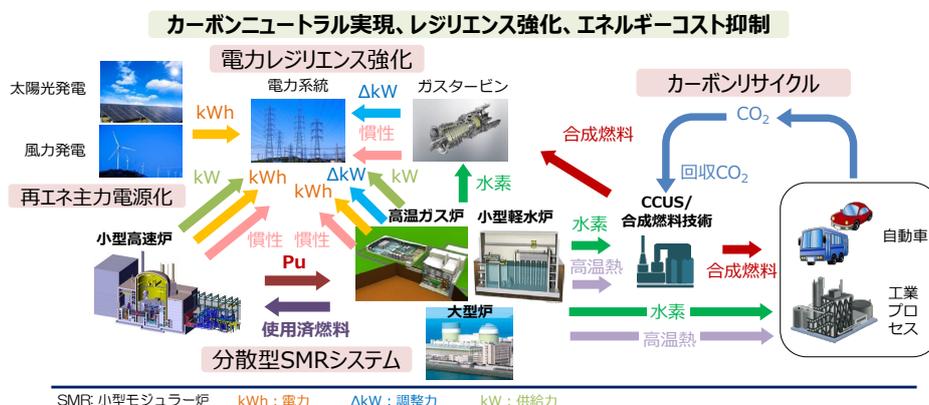


図1 既存大型炉、革新炉、再エネを活用したエネルギーシステムの概念図

*Ryoichi Komiyama¹¹The University of Tokyo

2. エネルギーシステムの数値シミュレーション手法の開発

コスト最小化や脱炭素化分析で利用されるエネルギーモデル(ボトムアップ型技術選択モデル)の多くは、電力部門の時間・空間的解像度が十分な水準に達しておらず、導入拡大が進展する自然変動電源(太陽光発電、風力発電)の出力変動や送電線による電力輸送制約、蓄電池などの需給調整技術の詳細な技術性能および動的挙動を詳細に組み込める仕様には至っていない。そこで本研究では、再生可能エネルギー発電の最適導入量評価が可能な時間解像度を有し、日本全体の地域間・地内の主要な電力基幹系統を考慮した地理的解像度の下で、電力・水素併給が可能な SMR の導入ポテンシャルの地域性、SMR の負荷追従性能や最低出力条件等の工学的制約条件等を考慮可能な電力需給分析ツールを開発する。また、電力部門に加えて燃料供給部門を含んだモデルを開発して、SMR によるクリーン水素製造・CO₂ 再資源化(カーボン・リサイクル)等への導入可能性を評価した。これにより、脱炭素・レジリエンス・再生可能エネルギー主力電源化といった社会ニーズに適合するための SMR のあり方に関する総合的検討が可能になると考えられる。

電力部門の分析では、日本全体の電力基幹系統(集中型電源や再エネ電源が主として接続される上位系統)を約 400 地点の母線、約 500 本の基幹送電線でモデル化の上、レジリエンス強化(電力システムの分散化、系統の供給力・調整力の確保、電力システムの安定性強化、電源投資インセンティブの維持等)とシステムコストや燃料消費量を最小化可能な電源構成と電力需給運用、原子力・再生可能エネルギー共存戦略、および SMR の地点別導入量を分析可能なツールを開発した。モデルでは、軽水炉 SMR、高温ガス炉 SMR、高速炉 SMR を考慮し、さらに年間 8,760 時間にて送電線制約ならびに技術間のコスト競合(例えば、コスト低下が進む自然変動電源、系統用蓄電池や、水素混焼・専焼火力などとの経済的競合)を考慮しており、経済合理的な観点から中立的に SMR の最適導入量と最適出力配分に関する数値シミュレーションを可能としている。分析結果の一例では、再エネ大量導入時においては、一定の技術的想定の下では、負荷追従性能の低い大型原子炉の年間稼働率が低下するため、大型炉の活用が顕在化する可能性のある一方、負荷追従性能の高い SMR は、一定の建設費で建設可能と想定した場合においては、再エネとも親和性の高い調整力を有する技術オプションとして選択される可能性が示唆される結果となった。

3. おわりに

本研究では、自然変動電源の影響を考慮した分析ツールを開発し、SMR の導入可能性や SMR に求められる技術要件等を分析した。今後の課題として、将来の電力系統を展望した場合、DER(Distributed Energy Resource)や Grid Edge Technology と呼ばれる需要家に近い配電系統に接続する調整力等を有する技術の普及進展が、SMR の導入可能性に影響を与える可能性も考えられる。これまでのアプローチでは、主に基幹系統といった上位側の電力系統のみを分析対象としているが、自然変動電源の接続量拡大が見込まれるローカル系統や配電系統など電力の下位系統を考慮に入れた拡張版モデルを開発し、需要端技術による電力需給安定化の効果を考慮した SMR 導入可能性評価を行う必要などが挙げられる。

謝辞

本発表は JSPS 科研費 JP22H00572、JSPS 科研費 24K08320、文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220354480 の助成を受けた。

参考文献

- 1) 内閣官房他 ”2050 年カーボンニュートラル に伴うグリーン成長戦略” 令和 3 年 6 月 18 日
<https://www.meti.go.jp/press/2021/06/20210618005/20210618005-3.pdf>
- 2) 小宮山” 脱炭素化・レジリエンス強化に資する分散型小型モジュラー炉を活用したエネルギーシステムの統合シミュレーション手法開発” 文部科学省国家課題対応型研究開発事業 令和 3 年度「原子力システム研究開発事業」成果報告会 https://www.nsystemkoubo.jp/result/r03/document/5_r3sys_seika.pdf

新型炉部会セッション

再生可能エネルギー導入拡大を見据えた新型炉に期待される新たな技術開発
New technology development expected for advanced reactors toward massive expansion of
renewable energy capacity

(3) 蓄熱型高速炉の価格追従モデルに基づく通年シミュレーション

(3) Annual simulation of fast reactor with thermal energy storage based on price following model

*藤井 祥万¹

¹ 東京大学

1. はじめに

近年、太陽光発電を中心とする変動性再生可能エネルギー（以下再エネ）の大量導入に伴い、エネルギーストレージの重要性が上昇しているなか、蓄熱技術を用いたエネルギー貯蔵が注目されている。いわゆる"Carnot Batteries"と呼ばれる、再エネ余剰電力を熱として貯蔵し、需要に応じて電力に再変換するプロセス^[1]や、電力には再変換せず、直接熱利用するプロセス^[2]などが検討されている。原子力発電に関しては、炉熱を蓄熱し、需要に応じて発電することでフレキシビリティを向上させる観点からも検討されてきており^[3]、近年では再エネとの協調の観点からの研究開発や実証が進んでいる^[4]。ただし、コンセプトや蓄熱材、適用温度域などはよく議論されているが、発電システムとしての年間シミュレーションによる検討などは限定的である。

そこで本研究では小型モジュール炉（Small Modular Reactor、以下 SMR）への熔融塩蓄熱の適用を想定し、通年の運転パターンを模擬する価格追従モデルを開発、シミュレーションを実施し、蓄熱の導入効果を検討した。

2. 価格追従モデルによる蓄熱技術を導入した年間シミュレーション

2-1. 価格追従モデルの開発

図 1 に本研究で検討したシステムの概要図を示す。蓄熱方式としては熔融塩を直接熱媒として用いる二槽式とした。熔融塩は低温側で 290 °C とし、SMR の冷却材のナトリウムとの熱交換で 560 °C まで昇温され、高温タンクに貯蔵されることとした。高温タンクの熔融塩は蒸気発生器に送られ、12.6 MPa/370 °C の過熱蒸気を生成すると仮定した。なお、SMR からの熱出力は一定とした。また、比較のために入熱を太陽光発電とした P2H2P (Power to Heat to Power) のプロセスも試算した。図 1 に示すように太陽光発電でヒーターを駆動し、太陽光由来の入熱により熔融塩を昇温、SMR のケースと同様に 560 °C まで昇温させると仮定した。

発電出力については、スポット市場価格に応じて発電量を調整する、価格追従モデルを新たに構築した^[5]。制約条件としては、設定する熔融塩量に対応する熔融塩タンクの上限・下限、および蒸気タービンの定格・最低負荷（定格の 20% と仮定）の 4 条件を考慮した。

まず入熱と出熱のバランスを取るサイクル時間を戦略的放熱期間 t_{cycle} と定義した。蒸気タービンの最低出力に対応する入熱量 $q_{\text{in_min}}$ は維持しなければならないため、戦略的放熱期間内で最低出力を維持する合計投入熱量 $Q_{\text{in_min}}$ は式(1)のように表せる。

$$Q_{\text{in_min}} = q_{\text{in_min}} \times t_{\text{cycle}} \quad (1)$$

*Shoma Fujii¹

¹The University of Tokyo

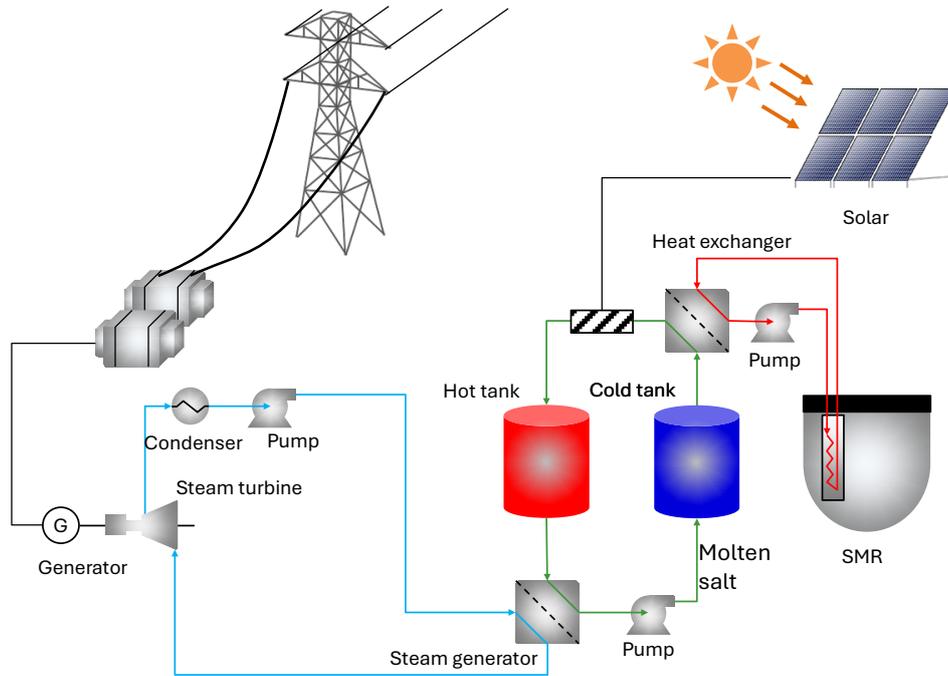


図1 小型モジュール炉および太陽光発電を入熱源とする溶融塩蓄熱システムの概要図

また、戦略的放熱期間中での入熱量 $Q_{in}(t)$ の合計は1時間あたりの入熱量 $q_{in}(t)$ を用いて式(2)のように表せる。

$$Q_{in}(t) = \int_{t_i}^{t_i+t_{cycle}} q_{in}(t) dt \quad (2)$$

式(3)で示す戦略的放熱期間内 ($t_i \sim t_i+t_{cycle}$) における、一定出力で発電し続けた場合のスポット価格の合計と時刻 t におけるスポット価格 $c_{spot}(t)$ の比 $x(t)$ を用いて、 $Q_{in}(t)$ と Q_{in_min} の差分の熱量を配分し、式(4)に示すように最低出力に対応する入熱量 q_{in_min} を加算することで戦略的放熱期間中において入熱量をスポット価格が高い時間帯から優先的に出熱に割り当てる出熱パターンを模擬することが可能であり、この出熱パターンを理想的な出熱パターン $q_{out_1}(t)$ として設定した。なお、 $q_{out_1}(t)$ はタンクの上限・下限制約は考慮していない。

$$x(t) = \frac{c_{spot}(t)}{\int_{t_i}^{t_i+t_{cycle}} c_{spot}(t) dt} \quad (3)$$

$$q_{out_1}(t) = q_{in_min} + [Q_{in}(t) - Q_{in_min}] x(t) \quad (4)$$

次にタービンの上限、下限の制約下において、式(5)に示すように入熱と同じ挙動を示すカーブ $q_{out_2}(t)$ を設定した。

$$q_{out_2}(t) = q_{in}(t) \quad (5)$$

このカーブ $q_{out_2}(t)$ は、スポット市場価格には追従しないが、入熱を蓄熱せずに、溶融塩を介してそのまま出熱するため、高温タンク、低温タンクの液面が変化せず、必ずタンクの上限・下限の制約を満たすことができる。以上の理想的な出熱カーブ $q_{out_1}(t)$ と蓄熱機能を利用しない $q_{out_2}(t)$ の間を式(6)のように $\alpha=0\sim 1$ まで0.1刻みで11段階に分割し、サイクル内で制約条件をすべて満たす α を決定、最終的な出熱カーブ $q_{out}(t)$ を設

定した。以上により、タービンの上限・下限、タンクの上限・下限全ての制約を $\alpha=0\sim 1$ の間のいずれかのカーブで満たすことが可能である。

$$q_{\text{out}}(t) = (1-\alpha)q_{\text{out}_1}(t) + \alpha q_{\text{out}_2}(t) \quad (6)$$

以上の価格追従モデルを用いて、ケーススタディとして九州電力の 2022 年 4 月 1 日～2023 年 3 月 31 日までの 1 時間ごとの 1 年間のスポット市場価格のデータ^[6]を用いて 200 MWe 級の SMR に蓄熱機能を付与した場合の計算を実施した。蓄熱機能として、30000 ton の熔融塩を使用することとし、この場合の蒸気タービンの定格出力を 350 MWe とした。また、太陽光発電については同じ期間中の九州電力管内の太陽光発電^[6]の 5% を入熱とし、蒸気タービンの定格出力は 100 MW、熔融塩量は SMR のケースと同じ 30000 ton として試算した。戦略的放熱期間は SMR の場合は 12 時間、太陽光発電導入時には 168 時間と設定した。

2-2. コスト評価

蓄熱を組み込んだ発電システムのコスト評価を実施した。SMR の CAPEX (Capital Expenditure)、OPEX (Operating Expenses)は文献^[7]を参考に、スケールファクターを考慮して決定した。その他の蒸気タービン、タンク類の CAPEX は化学装置コストハンドブック等^[8]を用いて算出し、現在の価格に修正して算出した。また、蓄熱の OPEX に関しては、産業連関表の石油火力発電部門の投入係数表^[9]を用いて、設備費の 5%として算出した機械修理費をベースに賃金や広告、廃棄物処理などのその他経費を算出した。

3. シミュレーション結果

図 2 に定格発電出力 200 MWe の SMR に 30000 ton の熔融塩を用いた蓄熱を付加した場合の年間シミュレーションのうち、4 日間のシミュレーション結果を示す。図中、Heat input は SMR からの炉熱回収を示しており、Output は熔融塩を用いて生成した蒸気により発電した出力を示している。図からわかるように一定の熱入力に対してスポット市場価格が安価なときには発電出力を落として運転し、高価なときに出力を増大していることがわかる。SMR 単独で発電した場合の年間の発電時平均スポット市場価格は 14.4 円/kWh であるのに対して、蓄熱機能を付加した場合の発電時平均スポット市場価格は 16.7 円/kWh となり、蓄熱機能を付加することでより高い価格のときに発電できていることがわかる。現在日本のスポット市場価格は太陽光発電の影響を大きく受けているため、この結果は SMR に蓄熱機能を付与することで、日中の発電量を低減させ、夜間の発電量を増大させることが可能であることを意味しており、太陽光発電のさらなる導入を推進することが可能となる。また、SMR 単独で発電した場合の年間の発電量は 1757 GWh であるのに対して、蓄熱機能を付加した場合の年間発電量は 1686 GWh となり、わずかに減少する。これはフレキシビリティを確保するために定格発電出力 200 MWe の SMR に対して 350 MWe を定格とする蒸気タービンを導入しており、年間の平均のタービン負荷率とそれに伴う熱消費率が低下したことが理由である。

また、図 3 に太陽光発電を入熱源とした場合の結果を示す。価格追従モデルにより、日中のスポット市場価格が安価なときに蓄熱し、夜間のスポット市場価格が高価になる時間帯に優先的に出熱することにより、蓄熱時平均スポット市場価格が 10.1 円/kWh であるのに対して、発電時平均スポット市場価格は 15.0 円/kWh となった。年間の発電量は 196 GWh であり、太陽光発電に蓄熱機能を付与した場合と比較して SMR の場合は同じ熔融塩量において約 9 倍の発電量を確保できることがわかった。

4. 結言

価格追従モデルによる通年シミュレーションにより SMR および太陽光発電に蓄熱機能を付与した場合の効果を検討した結果、同じ蓄熱容量に対して SMR は太陽光発電よりも多い発電量を確保できる一方、太陽光発電に蓄熱機能を付与した場合の方が、スポット市場価格が安価な日中に優先的に蓄熱することが可能なため、蓄熱と出熱の価格差をつけられることがわかった。

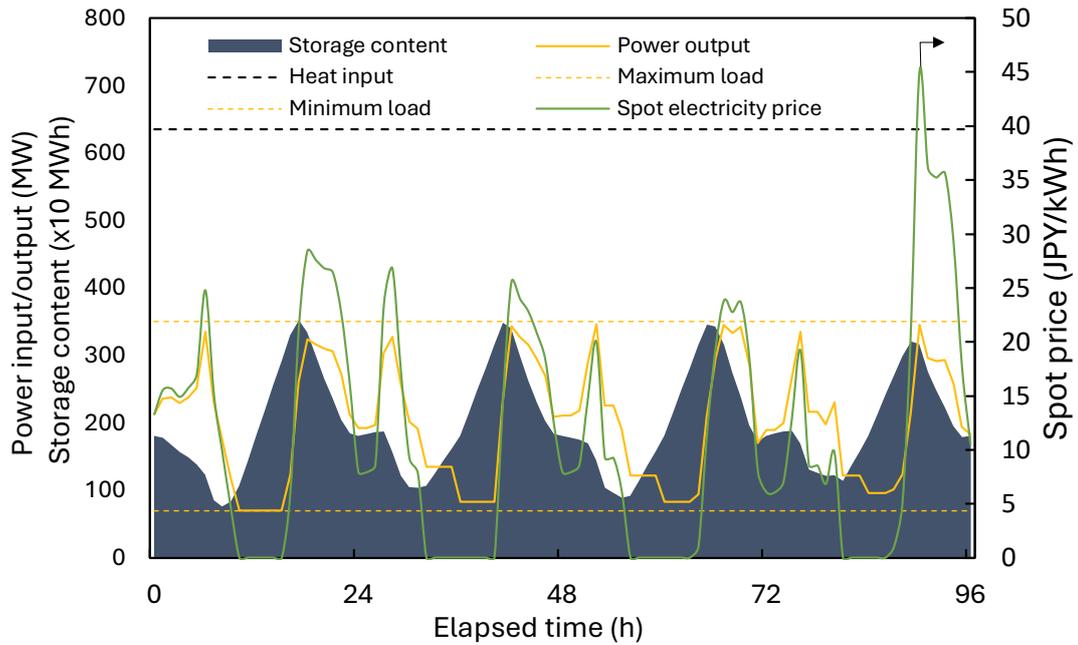


図2 SMRに蓄熱機能を付与した場合のシミュレーション結果

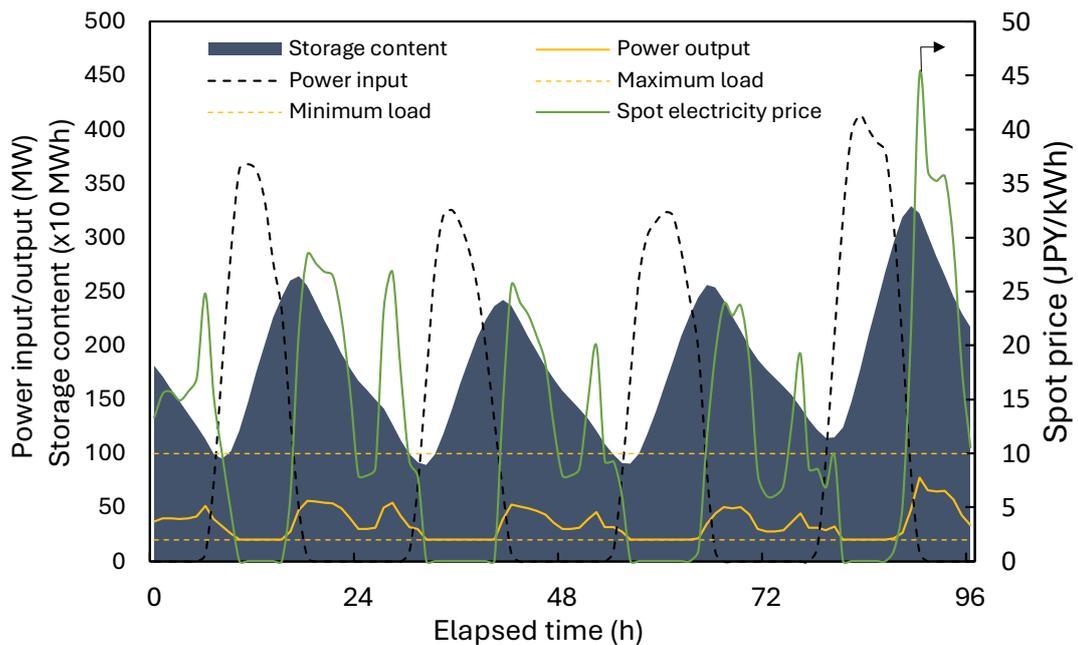


図3 太陽光発電に蓄熱機能を付与した場合のシミュレーション結果

謝辞

本研究は JST さきがけ (JPMJPR2278), JST 共創の場形成支援プログラム(COI-NEXT:JPMJPF2003), JSPS 科研費若手研究(22K18061)の成果を含んでいる。

参考文献

- [1] Novotny, V., Basta, V., Smola, P., and Spale, J., "Review of Carnot Battery Technology Commercial Development", *Energies*, 15 (2), 647 (2022)
- [2] Trevisan, S., Buchbjerg, B and Guedez, R., "Power-to-heat for the industrial sector: Techno-economic

- assessment of a molten salt-based solution", Energy Conversion and Management, 272, 116362. (2022)
- [3] Frick, K., Misenheimer, C. T., Doster, J. M., Terry, S. D., and Bragg-Sitton, S. "Thermal energy storage configurations for small modular reactor load shedding", Nuclear Technology, 202 (1), 53-70, (2018)
- [4] Terrapower, <https://www.terrapower.com/natrium/> (アクセス日 2024年8月1日)
- [5] 藤井祥万, 山野秀将, 大野修司, 早船浩樹, "変動性再生可能エネルギー大量導入に向けた蓄熱発電のシステム評価", 第28回動力エネルギー技術シンポジウム講演予稿集, D133, 2024年6月, 京都
- [6] 自然エネルギー財団, "電力需給チャート", <https://www.renewable-ei.org/statistics/electricity/#demand> (アクセス日 2024年2月2日)
- [7] Black, G. A., Aydogan, F., & Koerner, C. L., "Economic viability of light water small modular nuclear reactors: General methodology and vendor data", Renewable and Sustainable Energy Reviews, 103, 248-258 (2019)
- [8] 斎藤義己, "化学装置コストハンドブック (改訂3版)", 工業調査会 (2000)
- [9] 森泉由恵, 本藤祐樹, 中野諭, "再生可能エネルギー部門拡張産業連関表の開発と応用", 日本エネルギー学会誌, 94 (12), 1397-1413 (2015)

新型炉部会セッション

再生可能エネルギー導入拡大を見据えた新型炉に期待される新たな技術開発
New technology development expected for advanced reactors toward massive expansion of
renewable energy capacity

(4) 蓄熱型高速炉の安全設計技術

(4) Safety design technologies of fast reactor with thermal energy storage

*高野和也¹,¹JAEA,

1. はじめに

我が国では、多様な社会的要請の高まりも見据えた原子力イノベーションを促進しており、安全性や経済性のほかに、熱利用といったエネルギーの多目的利用や再生エネルギー（以下「再エネ」と略す。）導入拡大に適応した機動性が求められている^[1]。高速炉に蓄熱システムを結合させて、不足電力時間帯に電力供給できる機動性をもった蓄熱型高速炉はこの要求に合致しており、その開発が将来必要とされる可能性がある。

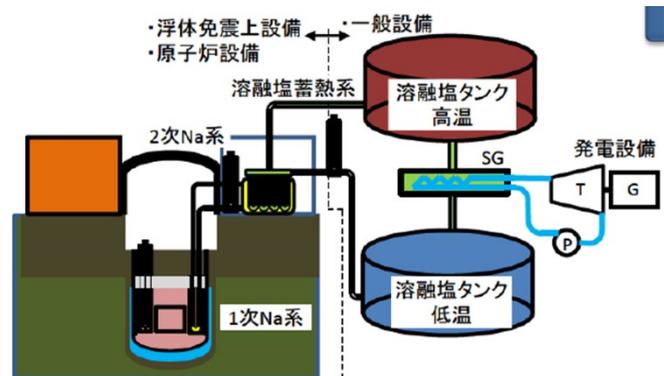
硝酸系溶融塩を熱媒体とした顕熱蓄熱技術が国外の太陽熱発電（500℃前後の温度範囲）等で既に実用化されていることから、溶融塩蓄熱型高速炉に特有の開発要素は、ナトリウムと溶融塩の熱交換器部分となり、伝熱特性を最適化する熱交換器設計、伝熱管破損時のナトリウムと溶融塩の接触に伴う反応特性の把握、伝熱管破損時の影響を踏まえたシステム構成の検討などの安全設計技術開発が必要となる。本報では、蓄熱型高速炉の特徴、安全設計方針検討及び安全設計技術開発の現状について概況する。

2. 蓄熱型高速炉の特徴

溶融塩蓄熱型高速炉の概念図を図1に示す^[2]。ナトリウム冷却高速炉の2次ナトリウム系と蒸気タービン系との間に硝酸系溶融塩を熱媒体とした蓄熱システムを結合することで、原子炉で発生した熱を蓄熱タンクに蓄え、任意に取り出すことが可能となり、発電量や時間帯を柔軟に変更できる。これにより、再エネの電力供給状況に合わせた発電を行うことが可能である他、蓄熱タンクがバッファとなり原子炉側の過渡挙動が蒸気タービン系に直ちに影響しないという過渡分離設計が可能であることも、安全性や系統安定性の観点から重要な特徴の一つである。

蓄熱型高速炉開発は米仏でも進められており、米国 Terrapower で開発が進められている高速炉「NatriumTM」は、定格出力 345MWe のナトリウム冷却高速炉に溶融塩蓄熱設備を付加することにより、最大 5.5h に渡り出力を 500MWe に増加させることを可能としている^[3]。2023年に我が国は「NatriumTM」の機器開発試験に協力する覚書を締結している^[4]。2024年6月、「NatriumTM」初号基の建設が米国ワイオミング州にて開始され、原子炉部分の着工は早くも2026年、運転開始は2030年と予定されている。仏国 Hexana でも蓄熱型高速炉開発を進めており、800MWh 規模の出力を持つナトリウム冷却高速炉から発生した熱を蓄熱設備に蓄え、それを発電や産業熱など柔軟に利用する計画である^[5]。

蓄熱設備を活用して発電量や時間帯をある程度任意にシフトすることで、再エネの電力供給状況に合わせた柔軟な発電を行えるだけでなく、一般的に太陽光発電を中心とした再エネからの電力供給が盛んとなる日中は売電単価も低くなり、反対に夜間、特に夕方は高くなることから、売電収入増加による経済性向上効果

図1 蓄熱型高速炉の概念図^[2]*Kazuya Takano¹,¹Japan Atomic Energy Agency

果も期待できる。定格電気出力 300MWe の小型ナトリウム冷却高速炉に対して原子炉定格出力の 50%相当を 5.5h に渡り出力可能な規模の熔融塩蓄熱設備を付加する想定で、高速炉と蓄熱設備のシステム全体による発電時間帯を高売電価格帯へシフトすることによる売電収入増加を試算したところ、蓄熱設備の導入により+10～12%程度の売電収入増加効果が得られるとの結果が得られている^[6]。蓄熱型高速炉は経済合理性を有すると言える。

3. 安全設計方針検討

3-1) 熔融塩ループでの構造材の選定指針

蓄熱型高速炉では、生産コストが安価である等の理由により太陽熱発電等で多くの実績がある硝酸系熔融塩 Solar Salt (NaNO₃-KNO₃: 60-40wt%) を蓄熱材の候補としている。Solar Salt 環境での構造材の劣化に関して、蓄熱式高速炉で想定する温度領域であれば、構造材としてオーステナイト系ステンレスを使用することは問題ないと考えられるが、溶接部での腐食速度の加速に注意する必要がある^[7]。また、熔融塩に不純物として塩素が含まれる場合、液中であれば応力腐食割れ (SCC) は問題ないと考えられるが、液面変動のないタンクなどでガス化した塩化物と水分が熔融塩界面上に膜を形成し、そこに塩化物が濃縮して SCC が発生する懸念がある^[8]。これらの知見を踏まえた、蓄熱型高速炉の構造材の選定指針を今後検討していく必要がある。

3-2) ナトリウムー熔融塩伝熱管破損の影響検討

熔融塩蓄熱式高速炉のプラントシステム構成を検討するため、ナトリウムー熔融塩伝熱管破損の影響について「安全性」、「運転保守性」及び「経済性」の観点で定性的なリスク評価が行われた^[9]。検討対象となるプラントシステム構成として、1次ナトリウム主冷却系、2次ナトリウム主冷却系、熔融塩蓄熱系、水・蒸気系を直列に設置するシステム構成 (米国「Natrium™」と同様の構成) をリファレンス設計概念とし、リファレンス設計概念の2次ナトリウム主冷却系を削除して合理化を図った概念 (以下「設計オプション概念 1」という) と比較対象として検討した。検討対象としたプラントシステム設計概念を図 2 に示す。

設計オプション概念 1 は建設費が安くなるものの、伝熱管破損の影響が1次ナトリウム主冷却系に及ぶ点で許認可リスクが高く、また伝熱管破損からの復旧も大規模かつ長期間に渡る可能性があり、現実的ではない。「安全性」、「運転保守性」及び「経済性」の観点から総合的に考えた場合、リファレンス設計概念が現実的な概念と言える。このように、伝熱管破損の影響を最小に留めるよう2次ナトリウム主冷却系を備える構成とすることを含め、蓄熱型高速炉の安全設計方針を今後まとめる必要がある。

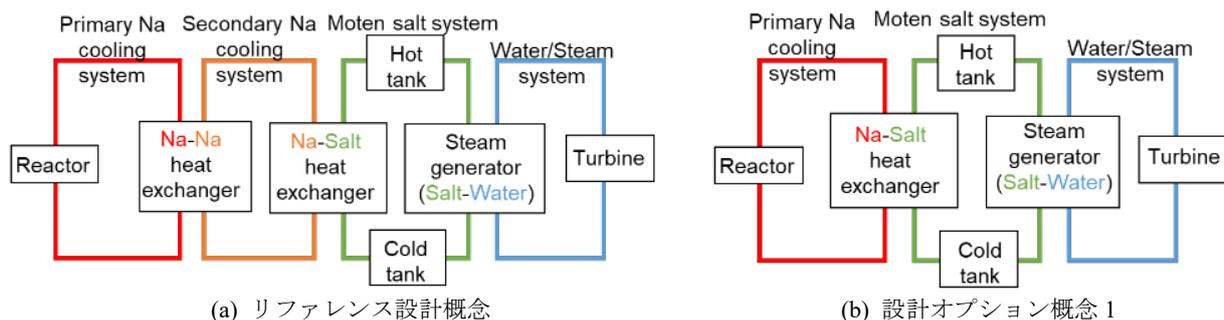


図 2 ナトリウムー熔融塩伝熱管破損の影響検討対象となる設計概念

4. 安全設計技術開発

4-1) 熱交換器伝熱性能向上策に関する検討

蓄熱型高速炉の蓄熱材候補である Solar Salt の物性について、500°C の場合、ナトリウムに比べて Solar Salt の比重は約 2.1 倍、比熱は約 1.2 倍、熱伝達率は約 1/125 である。Solar Salt の融点は約 238°C と高く、凍結防止にも注意する必要がある。Solar Salt は蓄熱媒体として優れているが、熱伝達率は熱伝導率に比例することから熱交換器の伝熱設計では不利となり、熱交換器の大型化に伴うコスト増大が課題となる。そこで、ナトリウムと熔融塩の熱交換性能評価及び熱交換性能を向上させる伝熱向上方策について検討がなされた^[10]。

高速炉の特徴やこれまでの実績を考慮し、直管型シェル&チューブ式熱交換器を伝熱性能向上方策検討対象の熱交換器形式とし、基準ケースとして常陽 MK-III 中間熱交換器をベースとした。基準ケースにおける管内を熔融塩、管外をナトリウムに単純に置き換えた場合（ケース 1）の必要伝熱面積を伝熱工学資料^[1]に示す熱伝達率簡易式を用いた簡易評価により評価した結果を表 1 に示す^[10]。基準ケースに比べて、伝熱面積が 5.5 倍も必要となり、伝熱性能の悪い熔融塩の特徴が表れた。次に、伝熱性能向上方策として、管内をナトリウム、管外を熔融塩とした上でクロスフロー化し、バッフル板間隔を 300mm とした場合（ケース 2）ではケース 1 に比べて、必要伝熱面積を約 70% 低減可能な結果を得て、熱交換性能を向上させる見通しを得た。

表 1 伝熱性能向上方策の確認評価^[10]

検討ケース	必要伝熱面積(m ²) (基準ケース比)
ケース 1 (管内: 熔融塩、管外: ナトリウム)	1801 (5.47)
ケース 2 (1 次/2 次入替クロスフロー化、バッフル板間隔: 300mm)	563 (1.71)

4-2) ナトリウム-熔融塩の化学反応性に関する検討

熔融塩とナトリウムとの熱交換器部位におけるバウンダリ破損に起因したナトリウムと熔融塩との接触反応について、化学反応性を把握することは重要である。ナトリウムと硝酸系熔融塩の反応性を直接検討した事例は非常に限られていることから、ナトリウムと熔融塩との反応メカニズムを解明することを最終的な目標とし、その第一段階として NaNO₃、KNO₃、Solar Salt (NaNO₃ と KNO₃ を 6:4 の質量比で配合) について、試薬単体での加熱試験（～400℃）を行い示差走査熱量計（DSC）曲線及びエンタルピーを取得し、熱力学データベース等の既往知見との比較を行い、既往知見と整合する結果が得られている^[12]。また、ナトリウムと熔融塩との反応性予備試験として、NaNO₃、KNO₃ のそれぞれの試薬と少量のナトリウムを接触させた際の熱分析試験も合わせて進められている。今後、Solar Salt とナトリウムを接触させた際の反応データを取得し、試験後分析から反応生成物を同定するとともに利用可能な熱力学平衡計算による推定を行うことで、ナトリウムと熔融塩の化学反応性が明らかになると期待される。

また、上記の基礎試験に加えて、ナトリウム-熔融塩の化学反応性について、熱交換特性試験、ナトリウム-熔融塩化学反応特性試験、反応生成物回収試験などの各種要素試験を行うための試験装置設計が進められている。試験装置は、ナトリウム-熔融塩熱交換器（図 3）、ナトリウムループ、熔融塩ループ、付属物から構成され、熱流動解析を用いた熱流動特性や熱交換特性の確認を含め、概念設計が進められており、今後数年かけて試験装置を製作し、各種要素試験を順次実施する計画となっている。

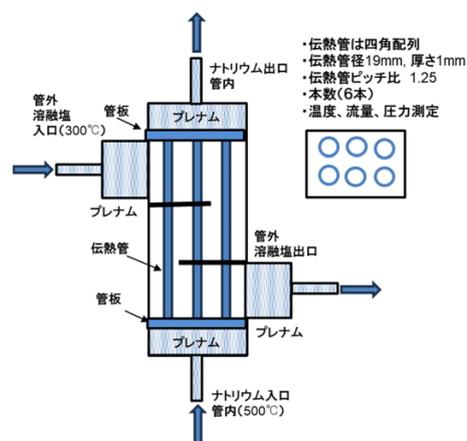


図 3 ナトリウム-熔融塩伝熱試験体

5. 結言

熔融塩蓄熱システムを接続したナトリウム冷却高速炉は日米欧で開発が進められている。原子炉は一定出力で運転しながら再生可能エネルギーの変動性に対応できる調整力を持ったエネルギーシステムであり、柔軟性に優れ、経済合理性を有している。蓄熱システムは太陽熱発電プラントで実用化済みの技術であり、技術開発課題は唯一ナトリウムと熔融塩の熱交換器部分だけであり、熔融塩環境での構造材選定指針やナトリウム-熔融塩伝熱管破損の影響評価を踏まえた蓄熱型高速炉の安全設計方針を今後整備していく必要がある。また、蓄熱型高速炉のナトリウム-熔融塩熱交換器として、管内ナトリウム、管外熔融塩の直管型シェル&チューブ式熱交換器を対象とし、今後熱流動解析により熱交換性能を向上させる必要がある。熱交換器の伝熱管破損に起因した、ナトリウムと熔融塩 Solar Salt との化学反応試験を行い、試験後分析と熱力学平衡計算等により、反応メカニズムを解明していく必要がある。今後、要素試験やモックアップ試験に拡張し、技術開発が進展され、蓄熱式高速炉が実用化されることが期待される。

(本研究の一部は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0222682675 の助成を受けたものです。)

(参考文献)

- [1] METI, Agency for natural resources and energy, Ongoing nuclear innovation.,
https://www.enecho.meti.go.jp/about/special/johoteikyo/smr_01.html
- [2] JAEA, “原子力機構の SMR 開発”, (<https://www.jaea.go.jp/04/sefard/faq/files/material0601.pdf>)
- [3] Terrapower, <https://www.terrapower.com/natrium/>
- [4] JAEA プレスリリース, “カーボンニュートラル実現に貢献するナトリウム冷却高速炉技術に関する日米協力の推進について (米国テラパワー社との覚書拡大について) ”,
(<https://www.jaea.go.jp/02/press2023/p23103101/>)
- [5] Hexana, <https://www.hexana.fr/>
- [6] 高野他, “蓄熱式高速炉の売電収入増加効果評価”, 日本原子力学会 2024 年秋の大会 (2024)
- [7] F. Vilchez, et al, “The effect of laser surface melting of stainless steel grade AISI 316L welded joint on its corrosion performance in molten Solar Salt”, Solar Energy Materials and Solar Cells, 213 (2020), 110576
- [8] H. Li, et al., “Corrosion and electrochemical investigations for stainless steels in molten Solar Salt: The influence of chloride impurity”, Journal of Energy Storage, 39 (2021), 102675
- [9] 山野他, “ナトリウム-溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発 (1)全体概要及び伝熱管破損の影響検討”, 第 28 回動エネシンポ (2024)
- [10] 林他, “ナトリウム-溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発 (2) ナトリウム-溶融塩熱交換器伝熱性能評価”, 第 28 回動エネシンポ (2024)
- [11] 日本機械学会, “伝熱工学資料 (第 5 版) ”, (2009)
- [12] 菊地他, “ナトリウム-溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発 (3) 硝酸系溶融塩とナトリウムの化学反応”, 第 28 回動エネシンポ (2024)

Planning Lecture | Technical division and Network : Thermal Hydraulics Division[Co-organized by Computational Science and Engineering Division]

📅 Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏢 Room H(Recture RoomsB 1F B102)

[2H_PL] Progress of CFD in nuclear thermal hydraulics

Chair:Yoshihisa Nishi(CRIEPI)

[2H_PL01]

Application of CFD into Risk Assessment

Quantification of Uncertainty

*Takashi Takata¹ (1. UTokyo)

[2H_PL02]

Progress of CFD in Research Institute

Current Status and Future Development of Mechanistic simulation

*Susumu Yamashita¹ (1. JAEA)

[2H_PL03]

Progress of CFD in Industry

Application to Reactor Vessel pressure loss evaluation

*Tomoaki Ogata¹ (1. MHI)

[2H_PL04]

Deployment of Thermal Hydraulics CFD Technologies for Sodium-cooled Fast Reactor Development

*Masaaki Tanaka¹ (1. JAEA)

熱流動部会セッション[計算科学技術部会共催]

熱流動 CFD 技術の進展

Progress of CFD in nuclear thermal hydraulics

CFD 技術のリスク評価への発展 –不確かさの定量化–

Application of CFD into Risk Assessment - Quantification of Uncertainty -

*高田 孝¹¹東京大学

1. はじめに

リスクは「目的に対する不確かさの影響」と定義される[1]。(ISO 品質マネジメントシステム[2]でも、ほぼ同様に「不確かさの影響」とされている。) 原子力発電所の場合、リスクの定義における目的は、原子力安全(人と環境を放射線の有害な影響から護る)となる。不確かさの影響は、起こり得る事象及び結果の組合せについて述べる[2]や、リスクトリプレット(シナリオ、頻度、影響)[3]によって表されるものといえる。

原子力分野における安全性評価において、熱流動 CFD の果たす役割は重要である。リスク評価は、発生頻度(確率)評価に着目されがちであるが、様々なシナリオの分析や効果的なアクシデントマネジメント(AM)の実施も含め、多岐にわたるリスク情報が重要となる。近年開発が進んでいる、プラントシステムの時刻歴変化も考慮した動的リスク評価は、これらリスク情報の活用において重要な役割を担っている。

2. 確率論的リスク評価(PRA)と熱流動 CFD

確率論的リスク評価(Probabilistic Risk Assessment, PRA)は、原子力発電所における効果的なリスク評価手法の一つである。原子力発電所における PRA では、炉心損傷に至るまで(レベル1)、格納容器機能喪失に至るまで(レベル2)および放射性物質の敷地外放出に伴う環境影響評価(レベル3)に大別される。図1にレベル1PRAの評価の流れを示す[4]。

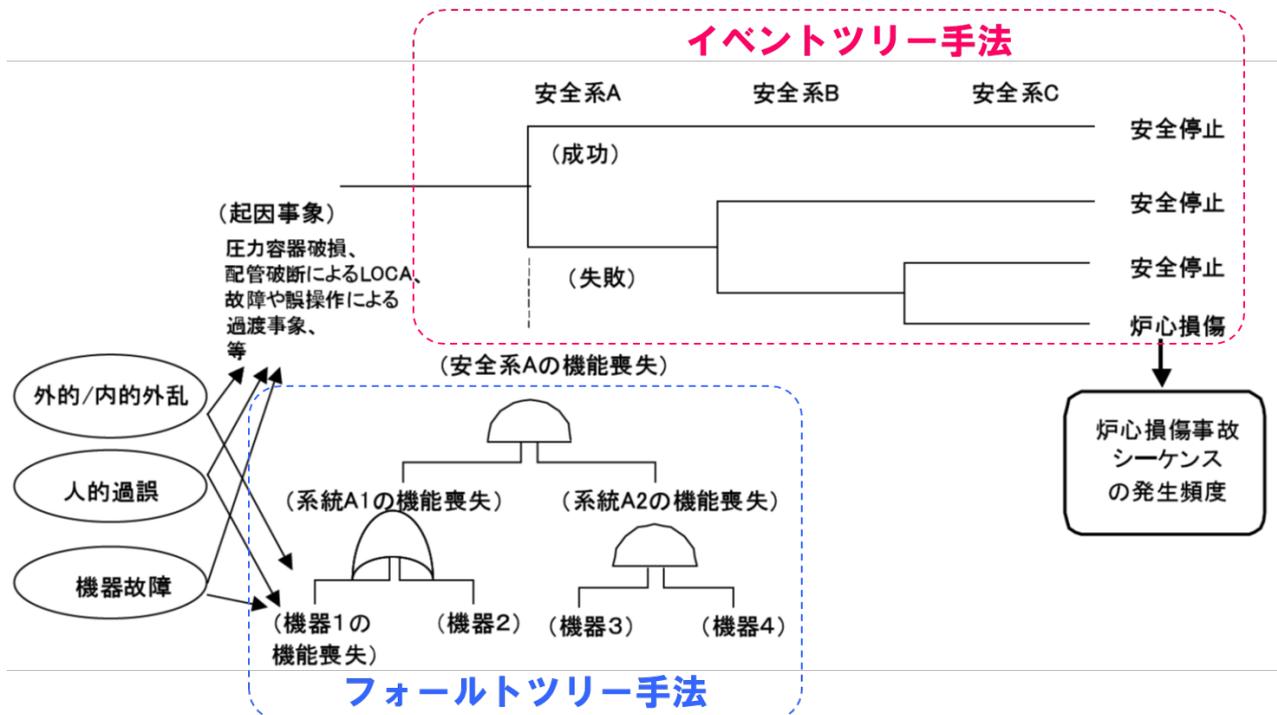


図1 PRA 評価のフロー (内的事象レベル1) [4]

*Takashi Takata¹¹The University of Tokyo

レベル 1PRA の場合、炉心損傷に至るまでのシナリオは、イベントツリーの各分岐（ヘディング）で示され、分岐確率はフォールトツリー手法により評価される。PRA においても、熱流動 CFD（主に動特性解析やシビアアクシデント評価ツール）は重要な役割を担っており、例えば成功基準（イベントツリーの終状態として、安全停止や炉心損傷を判断する基準）を評価するための解析や、代表的なシナリオにおける放射性物質の放出量やその種類の評価（ソースターム評価と呼ばれる。レベル 2PRA で評価）に用いられている。

PRA では、シナリオをイベントツリーの形で扱い、その順序を工学的判断で決定する。このため、ヘディングの発生時刻やその生起順序の観点で不足している。これを補う目的で動的なリスク評価手法の開発が進められている。

3. 動的リスク評価と熱流動 CFD

動的リスク評価では、様々なシナリオでのプラント状態を熱流動 CFD により評価することで、終状態の分類やその発生確率、リスク重要度指標等々を評価する。具体的な評価ツールとしては、ADAPT[5], RAPID[6], CMMC 法[7], [8]等が挙げられる。一例として図 2 に CMMC 法の概要を示す[7]。

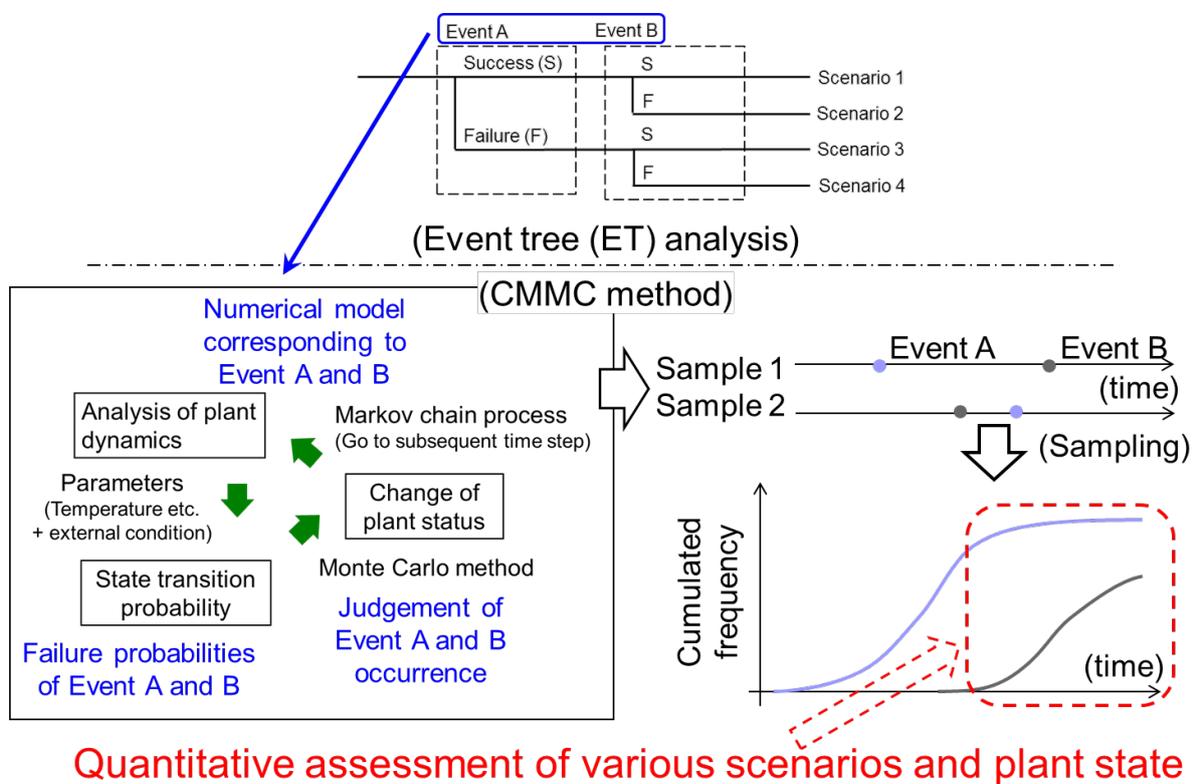


図 2 CMMC 法の概要[7]

熱流動 CFD では、イベントツリーにおけるヘディングをモデル化し、その時刻におけるプラント状態を考慮したヘディングの生起確率をもとにモンテカルロサンプリングを行う（図 2 左下）。この結果、ヘディングの発生時刻やその生起順序の不確かさも含めたリスク評価が可能となる（図 2 右下）。

動的リスク評価の例として、CMMC 法を用いたナトリウム冷却高速炉における積雪時のリスク評価結果を図 3 に示す。ナトリウム冷却高速炉では、空気冷却器を介した自然循環により崩壊熱の除去が可能であるが、積雪に伴う空気冷却器入口の閉塞が崩壊熱除去を阻害する可能性がある。これに対する AM の一つとして、定期的な除雪を検討した。解析では、異常な降雪に伴い、全交流電源喪失（Station Blackout, SBO）が発生し、炉心緊急停止が成功した後、自然循環による崩壊熱除去が機能している状態を初期としている。事象進展として、積雪に伴う空気冷却器（3 台）の機能喪失、除雪による機能回復（除雪成功確率は、アクセスルート確保も含め 0.5/demand とした）を SBO 発生後 24 時間まで 1000 サンプル評価した。

解析結果の例（炉心出口温度履歴（50 サンプル）および炉心出口最高温度の累積度数）を図 3 に示す。

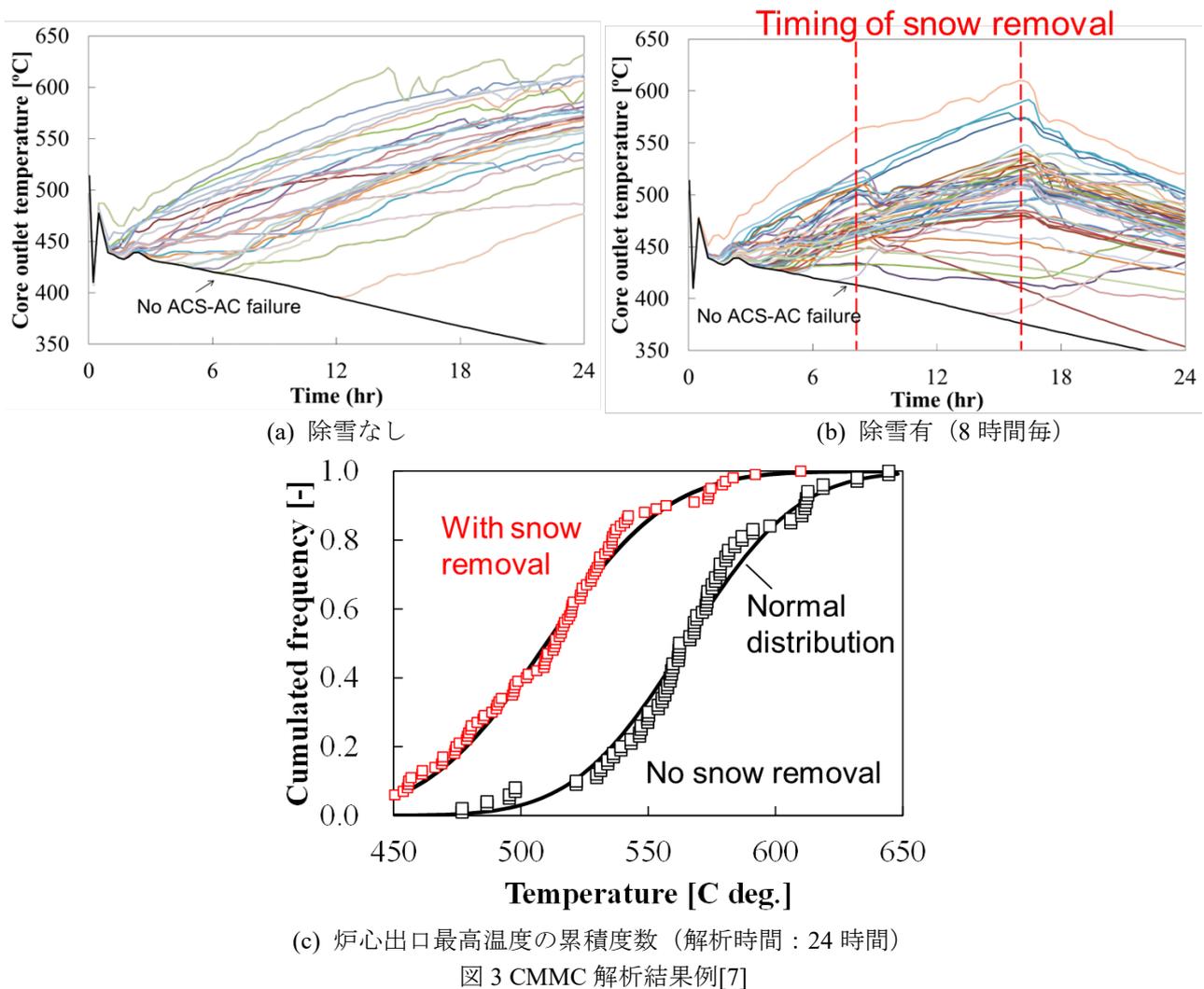


図 3(a), (b)中の黒実践は空気冷却器が完全に機能した状態である。除雪が無い場合 (図 3(a)) では空気冷却器機能喪失に伴う炉心出口温度の上昇が見られている。一方、除雪 (8 時間毎に実施) を考慮した場合 (図 3(b))、除雪に伴う空気冷却器の機能回復により炉心出口温度が低下している。また、それぞれの最高温度のサンプリングにより、炉心損傷 (例えば炉心出口温度 650 度以上で損傷を仮定) の確率評価が可能となる。

動的リスク評価の利点の一つとして、図 3(b)に示す通り、AM の実施時刻も含めた効果の定量化が容易であり、効果的な AM の実施に資することが可能となる。また、熱流動 CFD では BEPU (Best Estimate Plus Uncertainty) を含めた統計的安全評価が行われている[9]。統計的安全評価は広義にはリスク評価の一種であり、従来は確率論的リスク評価とは分けて実施されていたが、動的リスク評価では、融合的に実施可能となる。

一方で、ヘディングの増加やサンプル数の増加に伴う計算負荷や、動的リスク評価におけるリスク重要度に関する研究が挙げられる。前者については重みを用いたサンプル低減[10]や、サロゲートモデルを用いた効率化[11]が、後者についてはリスクトリプレットを考慮したリスク重要度指標の検討[12]が進んでいる。

4. おわりに

熱流動 CFD 技術やリスク評価は、原子力発電所における安全性の評価に重要な役割を担っている。熱流動 CFD とリスク評価との融合は、リスク (目的に対する不確かさの影響) を数値的に定量化することが可能であり、今後より一層発展させることで、合理的で効果的な安全性向上に寄与することができる。

参考文献

- [1] 日本工業規格, Q31000:2019 (ISO 31000: 2018), 2019.
- [2] 日本工業規格, Q9000: 2015 (ISO9000: 2015), 2015.
- [3] <https://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/glossary/risk.html>
- [4] 村松健, 日本原子力学会誌, p. 409-417, Vol. 48, No. 6, 2006.
- [5] <https://www.sandia.gov/adapt/>
- [6] 鄭嘯宇他, 日本原子力学会 2020 年秋の大会, 1L02, 2020.
- [7] T. Takata, et al., Journal of Nuclear Science and Technology, 1749-1757, 53, 11, 2016.
- [8] Chun-Yen Li, et al., J. of Nuclear Science and Technology, 935-957, 61, 7, 2024.
- [9] 日本原子力学会標準委員会, AESJ-SC-S001: 2021, 2021/
- [10] T. Takata, et al., Proc. of PSAM13, A-038, 2016.
- [11] Z. Xiaoyu, et al., Reliability Engineering & System Safety, 223, p.108503_1 - 108503_12, 2022.
- [12] 成川隆文他, 原子力学会 2023 年秋の大会, 1N14, 2023.

熱流動部会セッション[計算科学技術部会共催]

熱流動 CFD 技術の進展

Progress of CFD in nuclear thermal hydraulics

(2) 研究機関における CFD 技術の進展 -機構論的解析の現状と今後の展開-

(2) Progress of CFD in Research Institute - Current Status and Future Development of Mechanistic Simulation -

*山下 晋¹¹JAEA

1 はじめに

原子力熱流動分野においては、過酷事故 (SA) 時に対する SA 解析コード[1, 2, 3]や炉心設計におけるサブチャンネル解析コード[4]などによる数値シミュレーションが活用されている。これら解析コードでは、解析時間の制約により、多相流挙動などに対して、実験相関式など経験的なモデル、空間的に平均化・簡略模倣化した方程式を用いて高速に解析する手法が用いられる。これらの解析手法を新型炉開発などに適用するには、経験的なモデルの適用性確認などのために、新たな実験結果による評価が求められることから、費用・時間の面で多大なコストがかかる。そこで、Computational Fluid Dynamics (CFD) に基づき経験的なモデルや平均化した方程式を用いない機構論¹的解析により参照解²を求めることで、これを試験の代替として実験相関式などを評価することが期待されている。

JAEA では上記の期待に応えるため、機構論に基づく多相多成分詳細熱流動解析コード JUPITER [5]を開発している。本報では、JUPITER を SA 時の BWR 燃料集合体溶融物移行挙動解析と定常時の BWR 燃料集合体内部の気液二相流解析へ適用した事例を紹介する。事例を通じて抽出した CFD 解析を参照解コードとして利用するための課題を述べるとともに、今後の展開について紹介する。

2. JUPITER の概要

JUPITER では、多相多成分の非圧縮性粘性流体を対象に、支配方程式である連続の式、Navier-Stokes 方程式、エネルギー方程式および界面捕獲方程式を直交直線格子で離散化することにより Euler 的に流れ場を解析する。よって、経験式を用いることなく支配方程式に忠実に流れ場を解析することができる。多相多成分流問題では、変形する自由界面の表現手法として、Euler 的解析手法において広く利用されている Volume Of Fluid (VOF)法 [6] を用いる。

高効率な計算が可能な各種数値解法を用いることで、燃料集合体複数体における溶融挙動と気液二相流挙動の機構論的な解析で求められる数十万並列規模の大規模計算にも対応できる。

3. SA 時の BWR 燃料集合体溶融物移行挙動解析

福島第一原子力発電所事故では、燃料集合体中の局所的な流路閉塞により生じる水蒸気枯渇が影響した事象進展など、これまでの SA 解析コードでは対応が難しい事象が出現したことが指摘されている。このような状況での事象進展を評価するため、JUPITER により局所的かつ三次元的に生じる燃料集合体中の溶融事象を再現することを目指している。JUPITER を用いた燃料集合体中の溶融移行挙動予備解析として、燃料集合体の一部の燃料支持金具近傍 (図中黄色点線内部) に着目した解析体系を図 1 左に示す。領域長は、水平方向 (x,y) に 0.2 m、高さ方向 (z) に 0.832 m とし、格子点数は 100 × 100 × 832 とした。速度境界条件は、x+, x-, y+, y-境界を滑りなし境界、z+面を滑り境界、z-面を流出境界とした。温度境界条件は、x+, x-, y+,

¹ 経験的なモデルなどに依存せず、物理現象を支配する方程式を忠実に解く手法により事象を評価する考え方

² 実物を模倣した詳細な数値解析によって得られる信頼性の高い予測結果

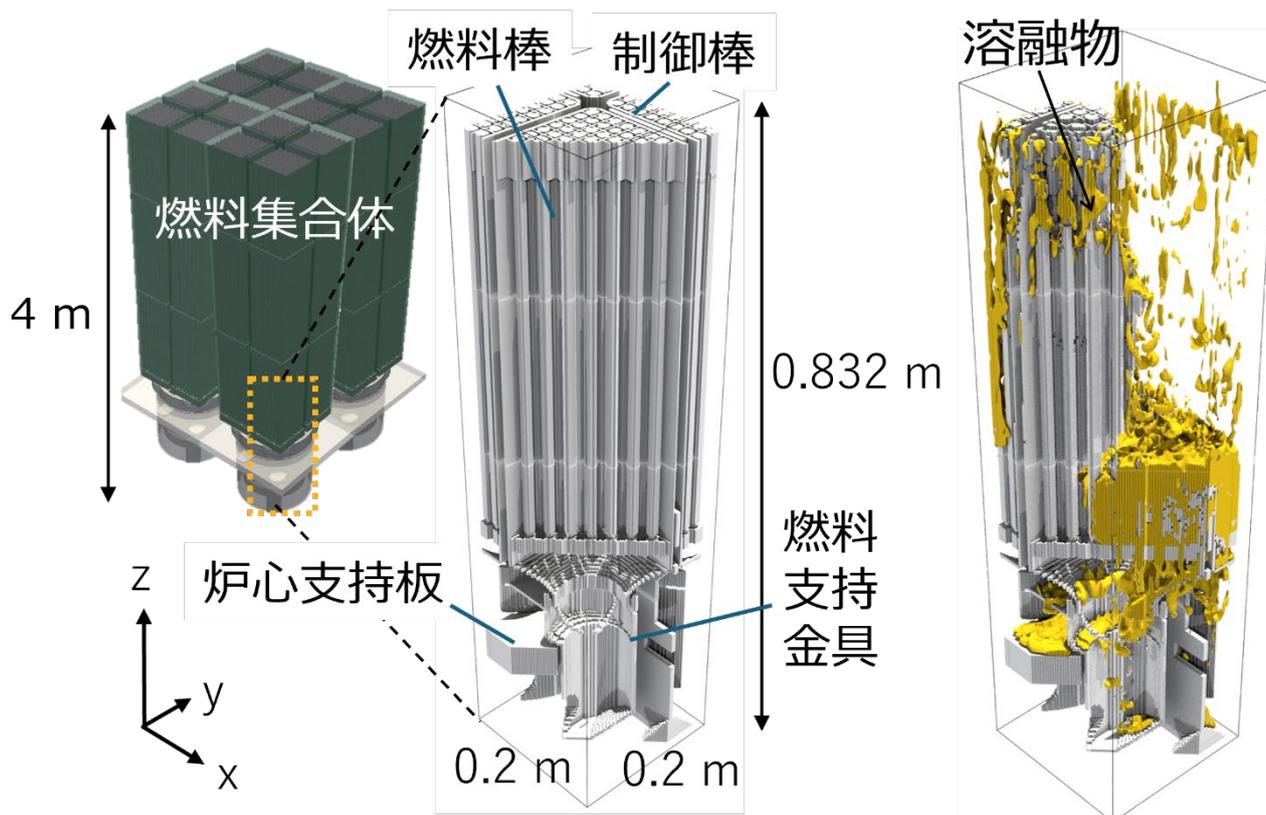


図1 模擬燃料集合体中の溶融物移行挙動解析結果。解析体系（左）、溶融物分布（右）

y -境界を断熱境界、 z -面および z -面をそれぞれ 1600 K および 650 K とした。崩壊熱は 10^6 W/m^3 とし、異なる固体界面間（例えば制御棒材であるステンレス鋼と中性子吸収材との間）で生じる共晶反応および水蒸気酸化反応を考慮した。

図1右の黄色部分は溶融物分布を示し、炉心支持板上や燃料支持金具内部へ移行する挙動が確認できる。また、制御棒が位置した領域はほぼ全て溶融していることが分かる。これは、制御棒の材料であるステンレス鋼と中性子吸収材の共晶反応により融点が低下し、制御棒から先行して溶融したためである。本解析結果より、共晶反応、水蒸気酸化反応を考慮し、三次元の複雑な構造物中の溶融移行挙動を安定して解析できることを確認した。

4. 定常時の BWR 燃料集合体内部の気液二相流解析

燃料集合体内部の気液二相流の評価で用いられる、二相流モデル、実験相関式評価を目的として、JUPITER の燃料集合体内部の気液二相流への適用を進めている。JUPITER の燃料集合体中における気液二相流解析の実現性を調べるために、 4×4 模擬燃料集合体中の気泡流解析を実施した [7]。図2左に示すよう

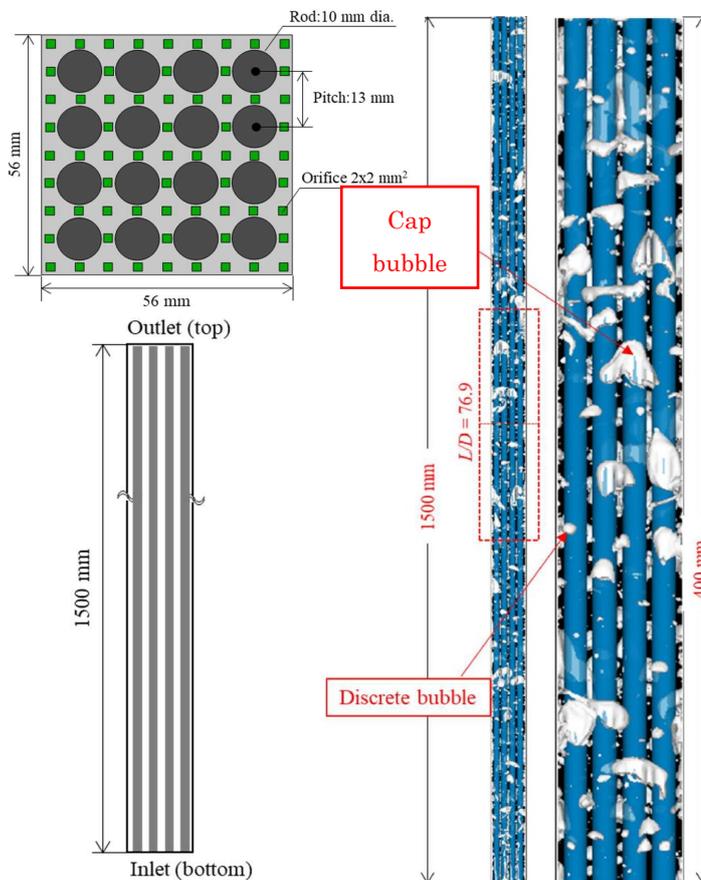


図2 模擬燃料集合体中の気泡流解析結果 [7]。計算体系（左）、気泡分布（右）

に、計算領域の長さは、水平方向にそれぞれ 56 mm、高さ方向に 1500 mm とし、格子幅は 1 mm とした。計算体系下部の緑色の流入口から空気を流入させ、その周囲から水を流入させた。上部境界は流出境界、水平方向速度境界条件は滑りなし条件とした。なお、本解析では気泡流挙動のみに着目し、断熱体系として相変化は考慮していない。

既往の実験結果 [8] と同じ見かけ流速（空気 0.034 m/s、水 0.1 m/s）で流入させた時の解析結果を図 2 右に示す。図より、実験結果と同様に分散気泡およびキャップ状の気泡を確認した。実験では、気泡径は解析結果よりも小さい。また、実験における気泡流の方が、解析結果よりも気泡の分散傾向が強いことが分かった。これらの原因として、主に以下の原因が考えられる。

1. 気相の流入境界条件の再現度：実験体系の領域を計算体系と同一の領域で比較する場合、実際の気相流入箇所は不規則であり、その個数および流量は時間的に変動する。一方、解析では規則的に配置された流入口の全てから気相を一定流量で流入させているため、形成される気泡の大きさなどに影響した。
2. Volume Of Fluid (VOF) 法による界面挙動評価の特性：VOF 法では同一の計算セル内に複数の界面の存在を許容できないなどの問題により、実際と比較して気泡の接合が過大となる可能性があり、実際は接合せず分散した気泡流となる条件においても、解析では気泡が接合して比較的大きな Cap bubble が形成された。

5. 課題と今後の展開

機構論的解析結果を参照解として利用するためには、解析手法・結果の妥当性を確認する必要がある。SA 時の事象については、個別事象に対する妥当性確認に加え、種々の事象が複合された条件での妥当性確認が重要である。これに対して JAEA では、Sandia National Laboratories で実施された Ex-Reactor2-1 (XR2-1) 試験 [9] および JAEA で実施された Large-scale Equipment for Investigation of Severe Accidents in Nuclear reactors (LEISAN) 試験装置による制御棒溶解挙動試験 [10] を対象とした妥当性確認解析を実施している。

過酷事故時には溶融物の移行挙動に加え、溶融物の移行経路および蓄積挙動に影響を与える構造物の変形も重要な事象である。これに対しては、現在 JAEA において、構造解析が可能な有限要素法と JUPITER を連成させた解析プラットフォームの開発を進めている。

気液二相流解析に対する妥当性確認については、CFD 解析で得られる高解像度かつ瞬時・局所の界面形状および速度場に関わる詳細 3 次元データが極めて少ないといった課題がある。CFD 解析結果との比較対象として有効な妥当性確認のための試験データ取得、取得のための計測・データ処理技術の開発が必要であるとともに、界面形状データなどの比較方法、計算結果を「妥当」と判断する基準も含めて、計算結果妥当性を確認するための方法論の提示が対応すべき課題である。

気液二相流解析手法においては、界面の接合、分離が過大に評価される可能性があることや、界面捕獲計算手法として、数値拡散を抑制する機能が十分ではないことが課題としてあげられる。界面の接合などに関する課題については、気泡 1 つ 1 つを個別に定義することこのような課題に対応できる、Multi-phase 法を適用した気液二相流解析[11]が試みられている。また、数値拡散の抑制に関しては、計算効率を維持しつつ数値拡散を抑制できる新たな手法の開発を進めており、これらの手法の適用性を確認していく予定である。

6. まとめ

研究機関における CFD 解析の現状として、JAEA が開発している JUPITER を SA 事象および燃料集合体気液二相流解析に適用した事例を紹介した。CFD 解析を原子炉熱流動現象に適用する際、解析手法・結果の妥当性を確認する必要がある、ここで示した解析手法そのものに対する課題だけでなく、妥当性確認としての条件を満たす実験データ取得に関する課題も解決する必要がある。これらについては、数値解析技術に加え、実験、計測技術の発展も不可欠であり、研究機関だけでなく関係各位と協力した取り組みが重要である。

参考文献

- [1] Modular accident analysis program (Palo Alto, CA: Electric Power Research Institute (EPRI)). 2012.MELCOR,

<https://www.sandia.gov/MELCOR/>

- [2] MELCOR, <https://www.sandia.gov/MELCOR/>
 - [3] Ujita, H., Satoh, N., et al., "Development of severe accident analysis code SAMPSON in IMPACT project," J. Nucl. Sci. Technol. 36, 1076–1088 (1999)
 - [4] H. Chitose, A. Hotta, et al., "Improvement of Predictive Accuracy on Subchannel Analysis Code (NASCA) for Tight-Lattice Rod Bundle Tests: Optimization of UEDA's Entrainment Model Parameter and Cross Flow Model Parameters," Proc. ICONE14, July 14-20, Miami, FL, USA, ICONE14-89407 pp.423-428 (2006).
 - [5] S. Yamashita, T. Ina, et al., "A numerical simulation method for molten material behavior in nuclear reactors," Nucl. Eng. Des., 322, 301-312 (2017).
 - [6] C.W. Hirt, B.D. Nichols, "Volume of fluid (VOF) method for the dynamics of free boundaries," J. Comput. Phys., 29, 201-225 (1981).
 - [7] A. Ono, S. Yamashita, et al., "Numerical simulation of two-phase flow in 4x4 simulated bundle," Mech. Eng. J., 7, 19-00583 (2020).
 - [8] Q.Y. Ren, L.M. Zhou, et al., "Measurement of subchannel void fraction in 5x5 rod bundles using an impedance void meter," Meas. Sci. Technol. 29, 104004 (2018).
 - [9] R.O. Gauntt, L.L. Humphries, et al. "Final Result of the XR2-1 BWR Metallic Melt Relocation Experiment," NUREG/CR-6527 SAND97-1039 (1997).
 - [10] A. Pshenichnikov, et al., "Features of a Control Blade Degradation Observed In Situ during Severe Accidents in Boiling Water Reactors," J. Nucl. Sci. Technol., 56, 440-453 (2019).
 - [11] K. Sugihara, et al., "A study of phase-field parameters in gas-liquid two-phase flow problems," Proc. of 15th WCCM-APCOM Yokohama, Japan (2020).
-

*Susumu Yamashita¹

¹JAEA

熱流動部会セッション[計算科学技術部会共催]

熱流動 CFD 技術の進展
Thermal Hydraulics Division

(3) 企業における CFD 技術の進展 – 原子炉容器の圧力損失評価への適用 –

(3) Progress of CFD in Industry - Application to Reactor Vessel Pressure Loss Evaluation -

*緒方 智明¹, 岡野 匡哲², 坂本 裕之³, 竹内 淳一¹¹三菱重工, ²NDC, ³NSE

1. はじめに

近年、コンピュータ性能の向上に伴い CFD 技術が進展しており、原子炉容器等を対象とした大規模な解析が可能となっている。これまで、原子炉容器及び炉心の熱流動設計は流動試験を中心に発展してきたが、今後は流動試験に替わり CFD 技術を活用することが期待される。

本稿では、原子炉容器内で発生する圧力損失の評価に CFD 技術を適用した例を紹介する。PWR における原子炉容器の圧力損失は 1 次系流量を決める重要なパラメータであり、従来は流動試験を基に決定していた。この圧力損失の評価を CFD 技術に代替することで費用及び期間を低減することが可能となる。

2. 原子炉容器入口ノズルの圧力損失評価手法の検討

原子炉容器の圧力損失に占める割合が比較的大きい入口ノズルの圧力損失（低温側配管からダウンカムへ流入する際に生じる圧力損失）に対する評価手法を検討した例を示す。

2.1 評価手法の検討手順

評価手法の検討手順を図 1 に示す。はじめに、原子炉容器の圧力損失を評価する上で重要となる現象を抽出し、試験計画および解析モデル作成計画を立案した。

次に、流動試験を実施し、CFD モデルの妥当性を確認するためのデータを取得した。ここで、原子炉容器全体を模擬した大規模な試験では可視計測等が難しく、費用がかかることから、原子炉容器を部分的に模擬した要素試験を実施した。

並行して、要素試験の供試体を対象とした CFD 解析モデルを作成し、試験結果との比較により精度を確認した。CFD の精度が十分でない場合、解析格子を再分割することで精度の向上を図った。

最後に、設計案の選定では多数回の解析を実施する必要があることから、上記で精度向上を図った解析結果を参照解とし、解析負荷の低減を図った。

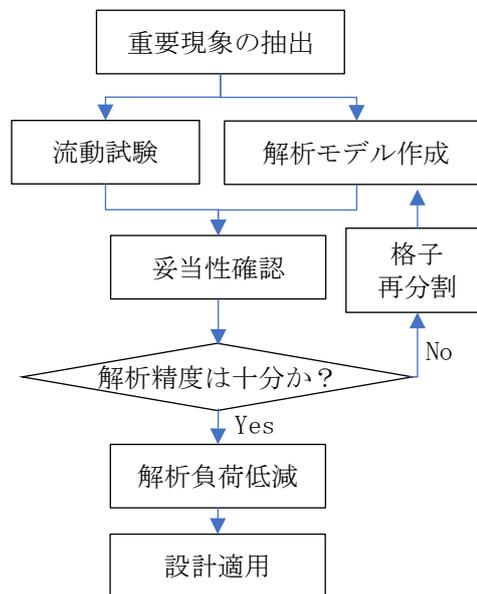


図 1 評価手法の検討手順

2.2 流動試験

CFD モデルの妥当性を確認するため原子炉容器の低温側配管からダウンカムを要素的に模擬した流動試験を実施した。原子炉容器の入口ノズルの流れ及び試験装置の概念図を図 2 に示す。ここで、Particle Image Velocimetry (PIV) 計測を容易にすることを目的とし、原子炉容器のダウンカムを二重円管から平行平板のチャンネル流路に単純化した。また、慣性力が支配的な流れであることから実機と上下を反転した体系とした。

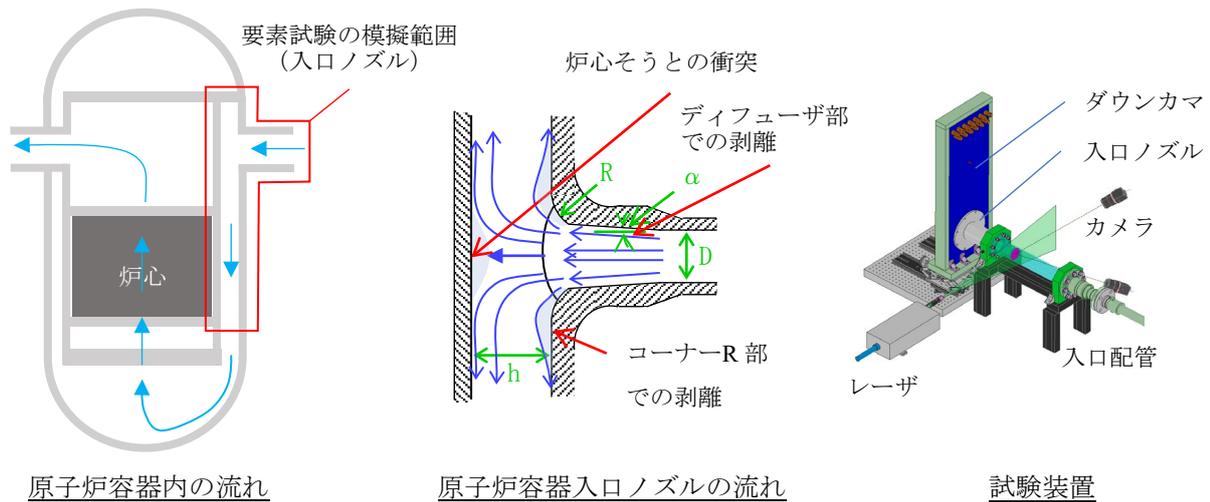


図 2 原子炉容器の入口ノズルの流れ及び供試体の概念図

入口ノズルの圧力損失を評価するうえで重要となる現象としてディフューザ部での剥離、コーナーR部での剥離及び炉心そうとの衝突が抽出されており、これらの現象に対して大きな影響を与える構造因子としてディフューザ形状 (α)、コーナーR 形状 (R) 及びダウンカム幅 (h) が抽出された。したがって、これらの構造因子をパラメータとし、圧力損失及び流速分布を計測した。図 3 に PIV 計測の様子及びダウンカマの垂直断面に対する PIV 計測結果の例を示す。

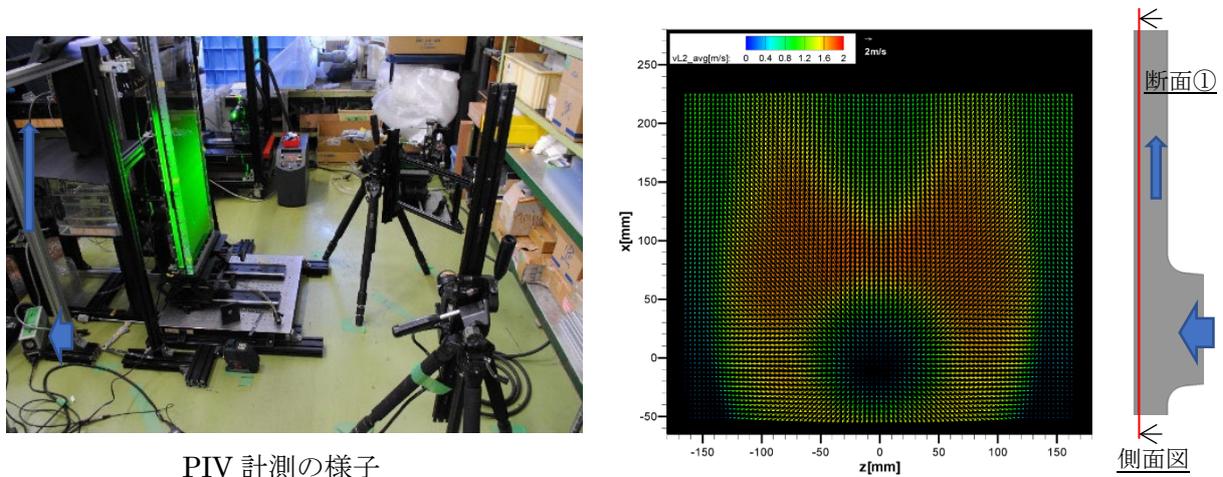


図 3 PIV 計測の様子及び計測結果

2.3 解析モデルの精緻化

要素試験の供試体を対象とした解析モデルを作成し、Large Eddy Simulation (LES) 及び Detached Eddy Simulation (DES) モデルによる解析を実施した。図 4 に CFD 解析格子の概要図を示す。円管上流を入口境界とし、PIV 計測により取得した円管断面の流速分布を与えた。また、チャンネル部下流 (ダウンカム) を圧力一定の出口境界とした。

解析格子の作成においては、壁面から第 1 層目の格子の y^+ を 1 程度とし、伸長比が 1.2 となるよう粘性底層～遷移境界層にレイヤメッシュを配置した。レイヤメッシュ以外の領域を一律に詳細化すると計算負荷が高くなることから、コロモゴロフスケール等の乱流量を基に格子を再分割し、必要な領域に格子を集中させることで格子数の低減を図った。図 5 に DES による解析結果の例を示す。

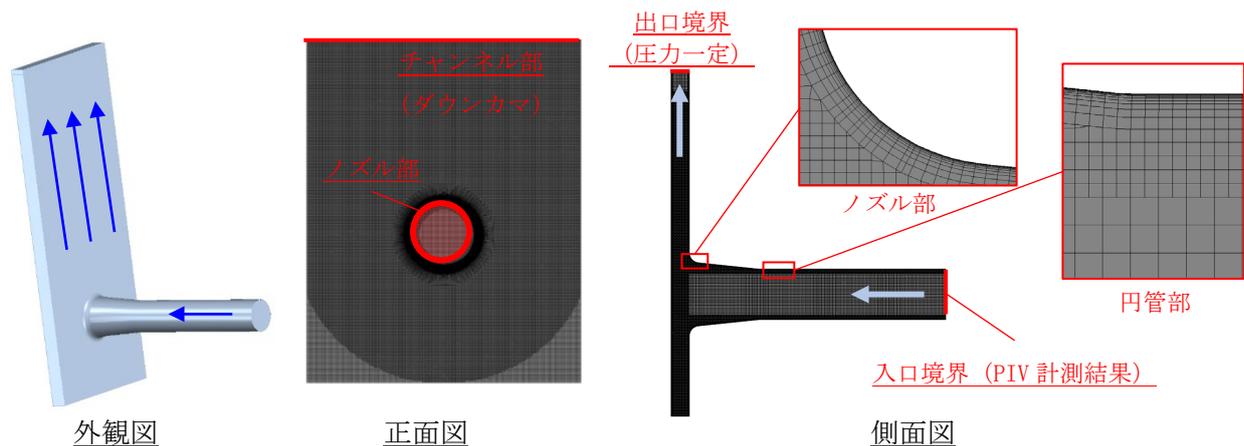


図 4 CFD 解析格子の概要図

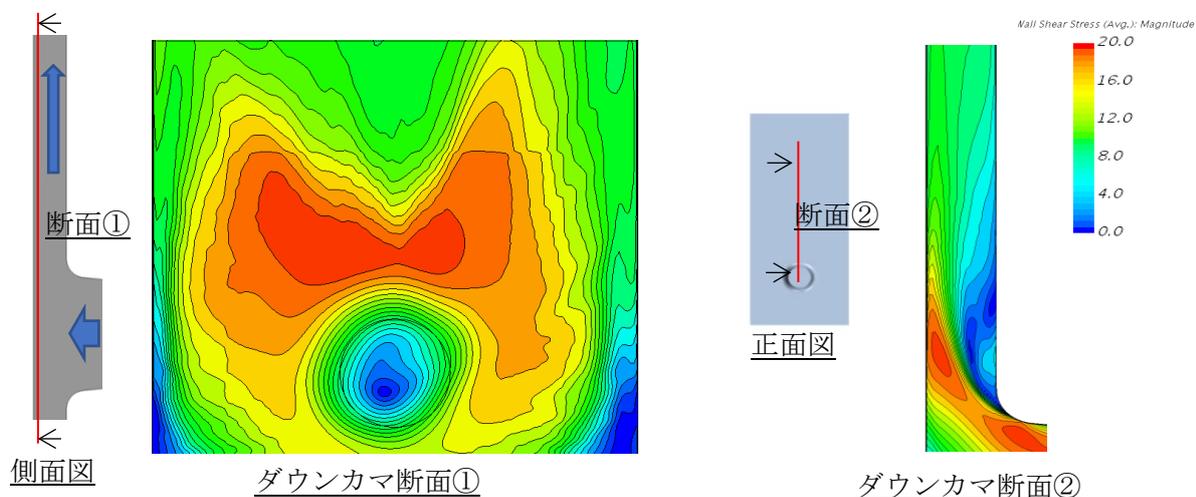


図 5 CFD 解析結果 (DES モデル)

主流方向の流速分布及び乱流エネルギーについて要素試験と CFD の比較を図 6 に示す。流速分布は、解析と要素試験で良い一致を示していることが分かる。また、乱流エネルギーは、LES では断面 X2 においてやや過大評価しているが、概ね良い一致を示している。一方、DES による乱流エネルギーは断面 X1 において過小評価しているが、下流においては良い一致を示している。この要因として、DES では剥離による乱れの発生が遅れ、断面 X1 よりやや下流から乱れが生じたことが考えられる。

表 1 に CFD による入口ノズル部の圧力損失の評価精度を示す。ここでは、後段で実施した計算負荷低減後の Reynolds Averaged Navier Stokes (RANS) による結果も併せて示す。DES による圧力損失の評価結果は流動試験と良い一致を示しているが、LES は最大で 30% の過小評価となっている。この要因として、LES では壁面近傍の格子分割が不十分であることから、壁面のせん断応力を過小評価したことが考えられる。一方、DES を使用した場合、壁面近傍に RANS モデルが適用されることから、現状の格子分割でもせん断応力を妥当な大きさに評価できている。これらの解析結果から、後段の解析負荷低減においては DES による解析結果を参照解として用いることとした。

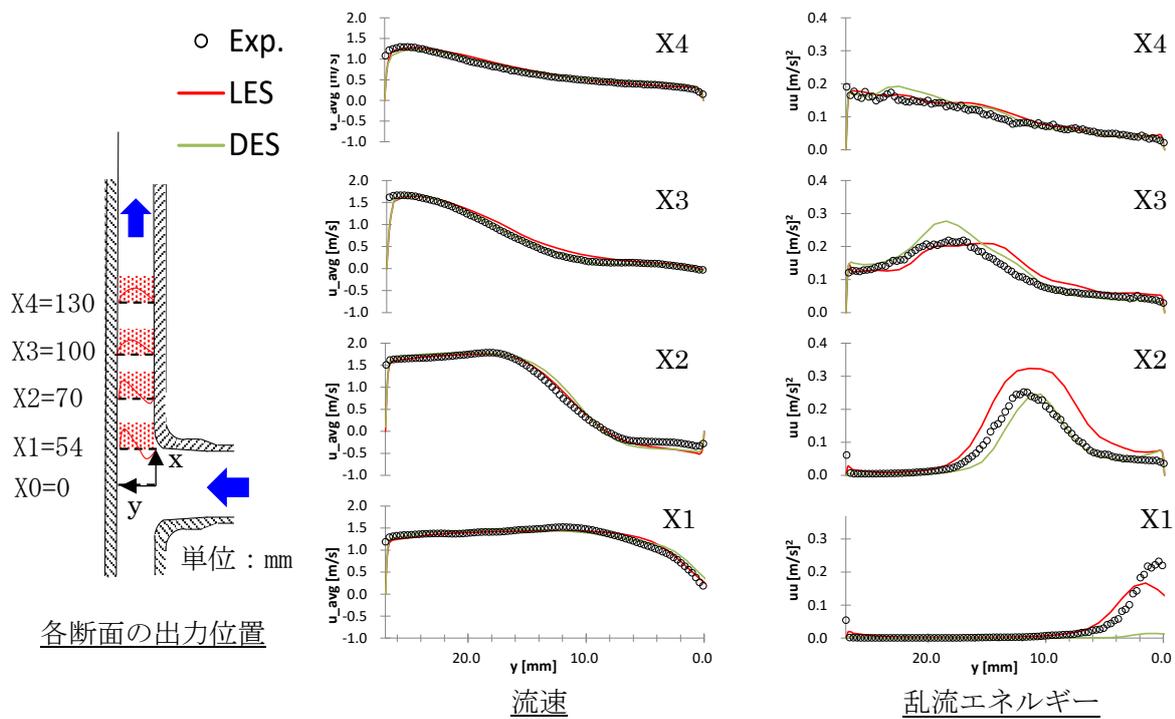


図 6 CFD と要素試験の比較

表 1 入口ノズルの圧力損失に対する CFD の評価精度

	パラメータ		CFD の評価精度 (%)			
	R/D	h/D	LES	DES	RANS	
					デフォルト	(調整後)
基本条件	0.2	0.36	-20%	-0.2%	0.7%	—
R 小	0	0.36	-5.4%	0.0%	5.6%	—
R 大	0.4	0.36	-30%	3.6%	-10%	-5.1%
h 小	0.2	0.27	-24%	-3.0%	2.7%	—
h 大	0.2	0.45	-18%	-1.4%	-8.8%	-4.2%

※ D は供試体の配管内径

2.4 解析負荷の低減

DES 等の非定常解析は精度が良い一方で計算負荷が高く、設計案の選定のように多数回の解析を実施するには不向きである。したがって、DES による解析結果を参照解とし、計算負荷が低い RANS を用いた解析モデルを構築した。ここで、原子炉容器の入口ノズルでは流れが炉心そうと衝突し、乱れの非等方性が強いことから、非等方性を簡易的に考慮できる RANS モデルを適用した。

RANS モデルによる解析結果と試験結果との比較は表 1 に示す通りであり、実機と同等の形状である基本条件、コーナー R 及びダウンカム幅 h が小さい場合は 5% 程度で評価できていること分かる。しかしながら、R 及び h が大きい場合は最大で 10% の過小評価となっている。

この要因として、RANS モデルの一般的な特徴である剥離流における渦粘性の過剰生成が考えられる。つまり、低温側配管からダウンカムに流れ込む際に剥離が生じ、この剥離により渦粘性が過剰に生成されることで流線が滑らかになり、圧力損失が過小評価されたと考えられる。このため、乱流パラメータを調整し、渦粘性の生成を抑えることにより、R 及び h が大きいケースに対して -5% 程度の精度で圧力損失を評価できるようになった。

3. 実機体系への適用による妥当性確認

原子炉容器の入口ノズルと同様に下部プレナムに対しても解析モデルの構築を図り、非等方性を簡易的に考慮できる RANS モデルにより $\pm 5\%$ 程度の精度で圧力損失を評価できることが分かった。したがって、標準 PWR プラントの低温側配管から下部プレナムを模擬した供試体を対象に解析を実施し、実機体系に対する解析精度を確認した。

図 7 に原子炉容器の圧力損失に関する試験結果と解析結果の比較を示す。CFD により原子炉容器の圧力損失係数を $\pm 5\%$ 程度で評価できており、要素試験を基に構築したモデルを実機体系に適用した場合であっても圧力損失係数を精度よく評価できることを示すことができた。

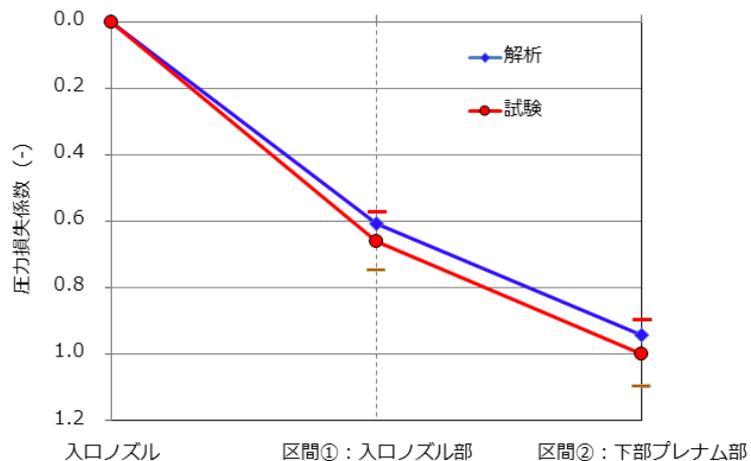


図 7 試験結果と解析結果の比較

4. まとめ

原子炉容器の圧力損失の評価に CFD 技術を活用することにより設計費用及び期間を低減することを目的とし、図 1 の手順に従い原子炉容器の圧力損失評価手法を検討した。その結果、入口ノズルから下部プレナムまでの圧力損失を $\pm 5\%$ 程度の精度で評価できる CFD モデルを構築することができた。

しかしながら、本検討を通じ、壁面近傍の取扱い、効率的な格子生成、乱流パラメータ調整及び計算負荷低減に関する課題が残された。

コンピュータの性能が向上した現時点でも LES は計算負荷が高く、特に、壁面近傍の格子不足が懸念される。したがって、壁面近傍を適切に取り扱えるモデルを開発するとともに、適合格子細分化法 (Adaptive Mesh Refinement : AMR 法) 等を用いた計算負荷の低減が必要である。また、LES 解析や可視化計測により得た 3 次元データを基に乱流パラメータを調整する場合、データ同化を活用することで客観的、かつ効率的に乱流パラメータを決定することができる。更に、計算負荷の低減においては、AI を活用したサロゲートモデルにも期待できる。

安全性が重視される原子力プラントの設計に CFD 技術を適用する場合、高い評価精度と計算負荷の低減の両立が要求される。これらの相反する要求を両立させ、CFD 技術を更に進展させるには、上記の課題解決に向け、適合格子細分化法 (Adaptive Mesh Refinement : AMR 法)、データ同化、サロゲートモデル等を組み合わせた実用的な評価ツール及びガイドライン策定が望まれる。

*Tomoaki Ogata¹, Masaaki Okano², Hiroyuki Sakamoto³ and Junichi Takeuchi¹

¹Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., ²MHI Nuclear Development Corporation, ³MHI NS Engineering Co., Ltd.

熱流動部会セッション[計算科学技術部会共催]

熱流動 CFD 技術の進展

Progress of CFD in Nuclear Thermal Hydraulics

(4) ナトリウム冷却高速炉開発における熱流動 CFD 技術の展開

(4) Deployment of Thermal Hydraulics CFD Technologies for Sodium-cooled Fast Reactor Development

*田中 正暁¹¹原子力機構

1. はじめに

日本原子力研究開発機構（原子力機構）におけるナトリウム（Na）冷却高速炉（SFR）の開発では、「常陽」、「もんじゅ」、JSFR を含む実証炉及び実用炉に対し、機構外で開発された解析コードの導入と併せて、数々の熱流動解析コード（熱流動 CFD 技術）の開発整備が行われてきた。例えば（以下、派生、関連コード含めた代表名称）、プラント動特性解析コードに関し、「常陽」の開発では「MIMIR」⁽¹⁾、「もんじゅ」の開発では「COPD」⁽²⁾ 及び「HARHO-IN」⁽³⁾ が整備され、これらを統合して「Super-COPD」に発展した⁽²⁾。また、汎用熱流動解析コード「AQUA」⁽⁴⁾、燃料集合体熱流動解析では、サブチャンネル解析コード「ASFRE（単相流）」⁽⁵⁾ 及び「SABENA（沸騰 2 相流）」⁽⁶⁾、更に有限要素法を用いた詳細熱流動解析コード「SPIRAL」⁽⁷⁾ が開発された。安全分野では、高速炉安全解析コード「SIMMER」⁽⁸⁾、蒸気発生器での Na-水反応現象に対応する「SWACS」⁽⁹⁾ や「SERAPHIM」⁽¹⁰⁾、Na 燃焼解析コード「SPHINCS」⁽¹¹⁾、格納容器安全解析コード「CONTAIN-LMR」⁽¹²⁾、等々の開発整備が進められた。また、「常陽」新規規制基準対応では、Super-COPD を主軸として、局所閉塞事象に ASFRE、BDDBA 評価に SAS、SIMMER、Super-COPD（デブリモジュール）、並びに商用 CFD コード「FLUENT」等が使用された⁽¹³⁾。現在、原子力機構では、民間で実施する SFR を含む革新炉システムの開発を支援するため、前述の解析コード群や解析経験を含む既往知見を技術基盤として整備し、これを最大限活用した設計検討や安全評価を実現する統合評価手法「AI（Artificial Intelligence）支援型革新炉ライフサイクル最適化手法（ARKADIA）」の開発を進めている⁽¹⁴⁾。

本報では、今後の SFR 開発における熱流動 CFD 技術の展開として、「戦略ロードマップ」（2022 年 12 月 23 日改訂）に基づいて 2024 年度から 5 年間で進められる実証炉の概念設計への ARKADIA で整備する熱流動 CFD 技術含む解析評価技術基盤の適用⁽¹⁵⁾ について概説する（ただし、本報では安全分野を除く）。

2. 実証炉開発への熱流動 CFD 技術の適用

2-1. 統合評価手法「ARKADIA」の開発

図 1 に ARKADIA のシステム構成の概念図を示す。ARKADIA は、3 つのサブシステム（最適化を含む設計検討を支援する「評価支援・応用システム（EAS）」、プラント挙動を解析する「仮想プラントライフシステム（VLS）」、SFR をはじめとする原子炉開発の知見を集約した「ナレッジマネジメントシステム（KMS）」）で構成され、「AI 支援プラットフォーム（ARKADIA-Platform）」にて統合及び制御される⁽¹⁴⁾。また、AI 技術（関連技術含む）の導入による機能高度化や知識ベースの拡充を行うとともに、安全性、経済性等に関する様々な開発目標に対して、プラント概念創出や炉システムの設計支援を行い、設計及び開発プロセスの変革を目指している。様々な機能を有する ARKADIA 開発については、2023 年度までは、設計検討に軸足を置いた「ARKADIA-Design」⁽¹⁶⁾、安全性評価に軸足を置いた「ARKADIA-Safety」⁽¹⁷⁾、知識ベースの構築に軸足を置いた「ARKADIA-KMS」⁽¹⁸⁾ を個別に整備し、2024 年度以降、ARKADIA-Platform の下にこれらを統合し、個別機能の強化及び拡充と併せて、一つの ARKADIA を整備していく計画である。

図 2 に、本報で対象とする ARKADIA-Design の構成イメージを示す。ARKADIA-Design では、「統合インターフェース（PSSP）」⁽¹⁹⁾ で EAS、VLS、KMS を結合（連成、連携）する。PSSP は、汎用性の高い Python 言語で作成されたスクリプトで、複数の解析コード等を結合することが可能であり、上位の ARKADIA-Platform に接続する。



図1 ARKADIAの構成イメージ

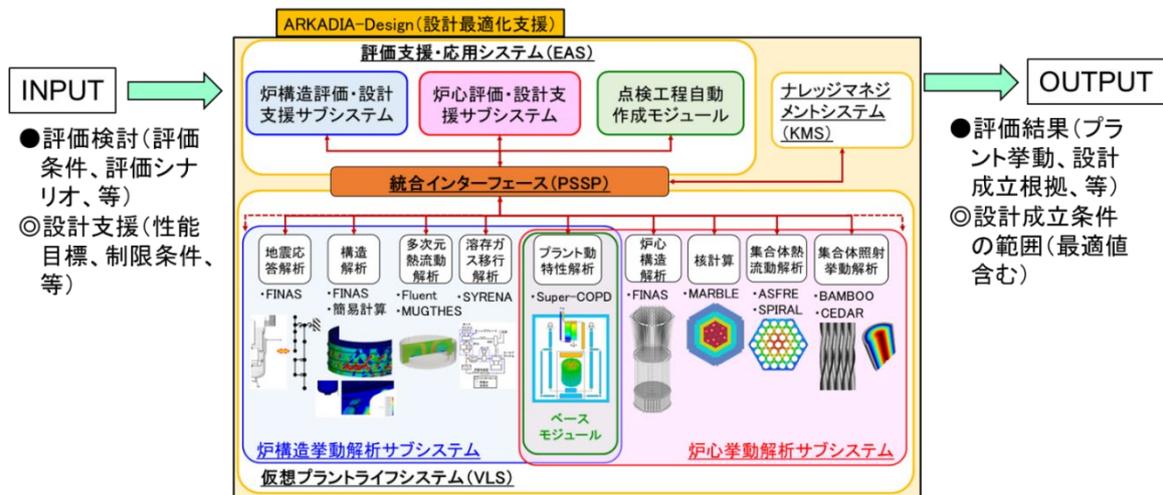


図2 ARKADIA-Designの構成イメージ

2-2. マルチレベルシミュレーション技術

ARKADIA-DesignのVLSでは、ユーザの目的に応じて詳細度の異なる解析モデルを組み合わせるマルチレベル(ML)シミュレーション技術⁽¹⁹⁾を基本とする。MLシミュレーションは、図2の下層にあるVLSに格納する解析コード群の中から、特定の解析コードを単独で、あるいは複数分野(マルチフィジックス)や複数スケール(マルチスケール)の解析コードをPSSPで結合及び制御して解析することになる。MLシミュレーションでは、連成解析であっても使用する個々の解析コードは独立しており、それ単独で、解析モデルの改良やメンテナンス、バージョン管理を行えばよく、解析コードの管理が比較的容易となる。複数の解析コードを連成する場合、物理現象の再現性、収束性及び保存性の観点で、個々の解析コードに対する検証と妥当性確認(V&V: Verification and Validation)の実施はもちろんのこと、連成解析時の物理現象等の受け渡しに問題がないこと(連携機能のVerification)、連成解析結果の妥当性(Validation)について確認しておく必要がある。現在、このV&V実施手順の具体化とマニュアル化を検討している。

2-3. 実証炉開発へのMLシミュレーション技術の適用

安全性強化、開発コスト低減、運用時の経済性向上等を考慮した実証炉を実現するためには、開発プロセスの合理化を含めた変革が必要である。従来のような、個別現象(課題)に対応した解析コードを用い、機器間あるいは現象間の相互作用の不確かさを包絡する保守的な境界条件を設定した解析評価ではなく、MLシミュレーション技術を駆使してプラントの全体挙動を予測し、プラント設計に反映することができれば、機器毎のモックアップ試験や、システム特性を把握する大規模な総合試験等をシミュレーションで代替することにより、開発コストを大幅に低減し、開発過程の合理化を実現できる。例えば、タンク型炉である実証炉では、従来のループ型炉(JSFR等)に比べて、原子炉容器(RV)の直径が大きく、炉容器内部では熱流動現象の多次元性が強くなる。プラント全体挙動の把握を対象にプラント動特性解析コード単独で解析評価を行

う場合、プレナム内の多次元な熱流動現象を1次元モデルに縮約した解析モデル（例えば、多領域モデル等）の利用が考えられる。また、RV内の炉心部及び上/下プレナム部（ホット/コールドプレナム（H/CP）部）を多次元解析モデルとし、RV内の1次熱輸送系に含まれるポンプ、中間熱交換器（IHX）、崩壊熱除去系等の機器及び2次熱輸送系以降の機器等をプラント動特性解析モデルとして連成させることにより、RV内の局所的な熱流動現象と併せ、プラント全体の熱流動挙動を同時に把握することが可能となる。このとき、RVの多次元解析、あるいはプラント動特性解析との連携解析により、プラント過渡時も含めたRV内の詳細な熱流動挙動等の情報を取得し、物理現象に関する根拠を得て、縮約モデルを構築することができる。

共通基盤技術として、図2の下層のVLSの中央に配置するように、SFRプラントの設計検討及び安全評価（主にDBAまで）で用いるプラント全体挙動を評価するための解析コード（ベースコード）として、Super-COPDの整備を進めている。

炉心分野では、燃料集合体の健全性評価及び事故時を含めた炉心冷却性評価の他、2026年頃の燃料仕様の選定根拠の提示に資することも含め、炉心挙動解析技術の整備を実施している。燃料集合体サブチャンネル解析コードASFREは、FAIDUS集合体（切り欠き位置：コーナー、中央）の熱流動解析及び局所閉塞事象の評価に適用可能となるよう整備を進めている。固有安全による自己制御性評価を含む炉心冷却性評価を実施するために炉心変形とそれに伴う反応度変化を考慮可能な「炉心変形反応度解析評価手法」（核計算（MARBLE）/炉心熱流動解析（ASFRE、Super-COPD、CFD）/炉心変形解析（FINAS）の連成解析）⁽²⁰⁾と、燃料ピン変形と健全性評価を行う「燃料集合体挙動評価手法」（燃料集合体内熱流動解析（ASFRE）/燃料ピン変形解析（BAMBOO）/燃料挙動解析（CEDAR）の連成解析）⁽²¹⁾を整備している。また、最適化を含む炉心設計支援として、炉心仕様を検討する「炉心設計解析手法」（核計算（MARBLE）/燃料集合体熱流動解析（ASFRE）/燃料健全性評価（EZLIFE）の連携）、炉心設計解析で暫定される炉心仕様条件の下、プラントの安全評価を実施するSuper-COPDとの連携解析手法を整備している⁽²²⁾。

原子炉構造分野（熱流動、構造）では、RV内の熱流動解析と構造解析を組み合わせた、機器・構造設計の支援を可能とする解析機能の整備を行っている。実証炉においては、崩壊熱除去系として、AOO及びDBA対策にホットプレナム（HP）内に冷却器を浸漬させたDRACS（D-DRACS）と2次熱輸送系を共有するIRACS、DEC対応にHPとCPを接続する貫通型DRACS（P-DRACS）の採用が検討されている⁽²³⁾。崩壊熱除去時には、D-DRACSからの低温Naと高温の炉心部との相互作用に加え、IHXからCPに供給される低温Naによる炉心熱流動挙動を把握する必要がある。このため、詳細なRV内の熱流動解析のため、「原子炉容器内多次元熱流動解析手法（RV-CFD）」⁽²⁴⁾を整備している他、機器間の相互作用を考慮するため、Super-COPDによるプラント全体挙動とRV-CFDによる局所的な熱流動挙動を一度に解析できる連成解析手法を整備している。商用CFDコードでは、流体計算だけでなく、体系内の構造部を含めた解析モデル（メッシュ）を設定することができ、共役熱伝達を考慮した流体-構造熱連成解析が可能である。構造表面近傍や構造内部の温度分布の情報を抽出して、構造解析コード（FINAS）と連携することで、流体と構造との間に保守的な境界条件を設定することなく、直接的に熱応力評価を実施する機能整備を進めている。

RV内における流動適正化評価技術として、炉心での気泡通過による出力変動やIHXでの伝熱劣化を防止するため、HP内の自由液面からのカバーガス巻き込み評価が必要となる。本課題に対し、HP内の流動場の情報（流速分布）を得るためのCFD解析手法と、流速分布から、ガス巻き込みの有無及びガス巻き込み量を評価するツール（StreamViewer）⁽²⁵⁾の整備を実施している。

2-4. 安全審査への適用

現在、実証炉の安全審査対応について、先行例となる「常陽」新規規制基準対応の経験を踏まえ、高速炉メーカーと協働で、評価シナリオとその解析に必要な解析コード等の具体化を検討しているところである。なお、解析コード等の適用性の確認では、「常陽」新規規制基準対応での実績、原子力学会の標準「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015」⁽²⁶⁾及び「統計的安全評価の実施基準：2021」⁽²⁷⁾に整合するEMDAP⁽²⁸⁾の実施手順を基本とし、PIRTによる評価シナリオにおける重要現象及び解析モデルの特定とV&Vを実施する。「常陽」新規規制基準対応では、事故事象（ULOF、LORL、PLOHS）の評価に商用CFDコード（FLUENT）を適用した。このとき、FLUENTの適用にあたっては、内作コードと同様に、PIRTの実施と、

重要現象と必要な解析モデルの特定を行い、Verification として、CFD コードのベンダーが整理している検証事例⁽²⁹⁾にて解析モデル（使用モデル）の検証の有無の確認と、一部については内作による検証を実施した。また、Validation として、評価シナリオに含まれる重要現象に適用する解析モデル（乱流モデル等）を含む解析実績等を調査し、妥当性（個別効果）を確認するとともに、原子力機構で実施したナトリウム試験（PLANDTL）を対象とした試験解析により妥当性（総合効果）を確認した。今後の実証炉の安全審査に向けて、評価シナリオとの特定と関連する妥当性確認問題の設定、使用する解析コードのバージョンと解析モデル等の固定を前提として、解析結果（妥当性確認としての実績）を第三者の審査を経た成果物として蓄積することも妥当性及び適用性を説明する重要な根拠になると考える。また、一連の解析は、品質保証ガイドライン⁽³⁰⁾等に従って実行され、解析品質を十分に確保する必要がある。

3. ナレッジ連携解析（熱流動 CFD 技術の資産化）

今後、高速炉開発経験者の減少や、解析経験者（IT 技術者）の減少に伴う、人材教育、知識継承への対応が重要となるであろうことが容易に予想される。そこで、解析経験の属人化を防ぎ、多数の解析経験を積極的に高速炉開発関係者間で共有できる仕組み作り（解析経験の資産化）を進める必要がある。

図3にKMSとVLSとの連携（KMS-VLS連携）⁽³¹⁾の全体構成の概要を示す。KMS-VLS連携では、解析条件の設定から、EASにてKMSから必要な情報及び知識（ナレッジ群）を収集して解析コードの入力データを作成してVLSで解析を実行し、VLSでの解析結果はEASでの妥当性判断を含めて新たな経験知としてKMSの「解析データベース（解析DB）」に格納されることになる。このように、解析毎に経験を蓄積し、KMSは自己発展する。ARKADIAのKMSに格納される解析経験について、産業界で導入が進められているSPDM（Simulation Process and Data Management）を参考に、解析経験のナレッジ化（資産化）を目指し、共通資産として活用することで、AI技術等を活用しながら、膨大な既往知見からの効率的なデータマイニングや、ARKADIAによる解析モデルの自動提案など、解析作業の効率化を図る予定である。具体的に、A)からE)までのDB及び機能を整備する。すなわち、A) KMS-VLS連携機能：VLSとの連携及びKMS内のナレッジ群を扱うインターフェース、B) 施設・試験DB：解析対象となる施設等の仕様や妥当性確認試験データ等を含むDB、C) 解析モデルDB：各種相関式及び各種物性値を格納したDB、D) 解析DB：既往の解析結果（解析条件を含む）を経験知として格納するDB、E) 「入力データトレイン」：解析条件に合致する入力データの生成に必要なナレッジ群が配置されたデータファイルを整備する。

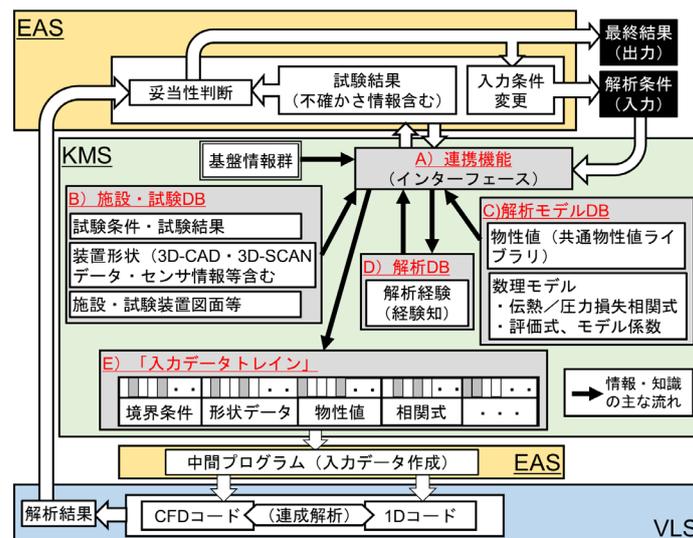


図3 KMS-VLS連携の全体構成イメージ

4. おわりに

今後のSFR開発における熱流動CFD技術の展開として、ARKADIAにおける熱流動CFD技術を含む解析評価基盤技術の開発整備を進め、各熱流動解析コードの活用と必要な機能高度化や妥当性確認はもとより、

ML シミュレーション技術を積極的に活用し、ユーザの目的に沿って、複数の解析コードとの結合によるマルチフィジックス・マルチスケールを含めた連成解析手法の実証炉開発への適用を進めていく。ML シミュレーション技術を進化させ、ユーザの目的に応じた必要な詳細度にて、計算機内に SFR プラント全体をモデル化する「プラント全系連携解析手法」⁽³²⁾ の構築を進める。将来的に、これをデジタルツイン技術⁽³³⁾ に拡張し、資産化した解析経験と合わせて、設計検討段階でのエンジニアリングツインとしてシミュレーションによる設計成立性検討の効率化や、実証炉建設段階や稼働後のデジタルツインとしてそれぞれ性能試験成立性確認やプラント挙動管理などに適用し、SFR プラント開発の革新を目指した開発を進めていく。

参考文献

- (1) 吉田、黒羽、サイクル機構技報、No.15 (2002)、pp.17-26.
- (2) 中井他、JAEA 研究開発報告書、PNC TN241 85-12 (1985).
- (3) 仲井他、JAEA 研究開発報告書、PNC TN9520 88-019 (1988).
- (4) 村松、動燃技法、No.76 (1990)、pp.16-26.
- (5) 成田、大島、JAEA 研究開発報告書、TN9410 97-104 (1997).
- (6) 大洗工学センター安全工学部、(本社) 動力炉技術開発部、動燃技報、No.73 (1990)、pp.103-111.
- (7) H. Ohshima, Y. Imai, Proc. of FR17, June 26-29, Yekaterinburg, Russian Federation (2017), IAEA-CN245-453.
- (8) 山野他、JAEA 研究開発報告書、JNC TN9400 2003-070 (2003).
- (9) 浜田、田辺、動燃技報、No.82 (1992) p.85-88.
- (10) 高田、山口、サイクル機構技報、No.17 (2002) , pp.63-74.
- (11) A. Yamaguchi, Y. Tajima, Nuclear Engineering and Design, Vol.219 (2003), pp.19-34.
- (12) K. K. Murata, et al., SAND91-1490 UC-610 (1993).
- (13) (国研) 日本原子力研究開発機構 大洗研究所高速実験炉部、別紙 5 (2023)、
<https://www2.nra.go.jp/data/000442209.pdf>
- (14) H. Ohshima, et al., Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science, Vol. 9 (2023), pp.025001-1-025001-10.
- (15) 田中他、日本原学会 2024 秋の大会、9/11-13、東北大学、(2024)、2G14.
- (16) M. Tanaka, et al., Bulletin of the JSME Mechanical Engineering Journal, Vol.11, No.2 (2024), Paper No.23-00424.
- (17) A. Uchibori, et al., Nuclear Engineering and Design, Vol.413 (2023), 112492.
- (18) A. Seki, et al., Procs. of ICONE31, August 4-8, 2024, Prague, Czech Republic, (2024), ICONE31-131784.
- (19) 堂田他、第 24 回計算工学講演会、計算工学講演会論文集、Vol. 27 (2022).
- (20) N. Doda, et al., Procs. of NURETH-19, March 6 - 11, 2022, Brussels, Belgium, (2022), Log nr.: 35413.
- (21) T. Uwaba, et al., Nuclear Technology, Vol.207, No.8 (2021), pp.1280-1289.
- (22) E. Hamase, et al., Bulletin of the JSME Mechanical Engineering Journal, Vol.11, No.2 (2024), Paper No.23-00440.
- (23) S. Kubo, et al., Bulletin of the JSME Mechanical Engineering Journal, Vol.7, No.3 (2020), Paper No.19-00489.
- (24) E. Hamase, et al., Bulletin of the JSNE Mechanical Engineering Journal, Vol.9, No.4 (2022), Paper No.21-00438.
- (25) 松下他、日本機械学会第 27 回動力・エネルギー技術シンポジウム、9/20-21、東京 (2023)、A123.
- (26) AESJ, AESJ-SC-A008:2015 (2015).
- (27) AESJ, AESJ-SC-S001:2021 (2021).
- (28) U.S. NRC, REGULATORY GUIDE 1.203 (2005).
- (29) ANSYS, Inc., ANSYS Fluid Dynamics Verification Manual, Release 15.0, (2013).
- (30) (一社) 日本電気協会、JEAC4111-2021 (2021).
- (31) 田中他、日本原学会 2023 春の年会、3/13-15、東京大学、(2023)、1L09.
- (32) 吉村他、日本機械学会第 27 回動力・エネルギー技術シンポジウム、9/20-21、東京 (2023)、A134.
- (33) 松尾、浅田、シミュレーション、第 40 巻、第 2 号 (2021)、pp.59-63.

*Masaaki Tanaka¹

¹Japan Atomic Energy Agency

Planning Lecture | Technical division and Network : Risk Science and Technology Division

📅 Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏢 Room
I(Reecture RoomsB 1F B103)

[2I_PL] Issues in Application of PRA -Dealing with Uncertainties in Input Information-

Chair:Yoshiyuki Narumiya(JANSI)

[2I_PL01]

Use and uncertainty of findings from PRA

*Kazuo Sakuramoto¹ (1. TEPSYS)

[2I_PL02]

Methodology for dealing with uncertainty in component reliability data for PRA

*Tomoaki Yoshida¹ (1. CRIEPI)

[2I_PL03]

Input information uncertainty in seismic PRA

(1) Hazard analysis

*Masato Nakajima¹ (1. CRIEPI)

[2I_PL04]

Input information uncertainty in seismic PRA

(2) Fragility analysis

*Ryusuke Haraguchi¹ (1. MHI)

[2I_PL05]

Methodology for dealing with fire modelling uncertainty

*Junghoon Ji¹ (1. CRIEPI)

リスク部会セッション

PRA の活用に対する課題 ー入力情報の不確かさへの取組みー
Issues in Application of PRA -Dealing with Uncertainties in Input Information-

PRA から得られた知見の活用と不確かさ

Use and uncertainty of findings from PRA

*櫻本 一夫

株式会社テプコシステムズ

1. 原子力発電の必要性

原子力利用の目的は、原子力基本法によると、将来におけるエネルギー資源を確保し、地球温暖化の防止を図り、社会福祉と国民生活の水準向上に寄与することであり、原子力事業は、将来におけるエネルギー資源を確保のために原子力発電を継続し、社会福祉と国民生活の水準向上のために原子力発電による電力を供給するとともに、原子力施設の安全性の向上に不断に取り組むこと等によりその安全性を確保して、原子炉を安全・安定に運転することが求められている。

2. 原子力発電所の安全性向上

原子力発電所の安全性は経年的に劣化していくものであり、安全性を維持・向上させていくためには、継続的にリソース（人・金・物・時間等）を投資して対策を講じていく必要があるが、現実にはリソースは有限であるため、安全性の向上に取り組んでいくためには、効果的な対策に必要なリソースを集中させることが重要である。リソースの最適な活用を検討する際には、対策を実施した場合の効果の違いや対象となる設備の安全上の重要度の違いを把握することが必要となる。これらの違いを把握するためには、決定論的アプローチによる判断だけでは限界があり、パラメータや結果を数値として扱う PRA は、このような違いを把握するための効果的なツールである。

2. リスク評価と不確かさ

リスク管理は今後想定されるリスクを防止・抑制するために事前に備えておくことであり、未来に起こりえるリスクに対しての備えであるため、そのリスクには不確かさが存在する。

決定論的アプローチは、保守的な仮定の下に、コンセンサスの取れたルール・基準に対してリスクの有無を判断する方法であり、不確かさは保守的な仮定の中で考慮されることから、結果に対して不確かさを扱う必要はない。一方、確率論的アプローチである PRA では、起回事象の発生頻度や機器の故障確率などは数値として扱うため、それぞれに不確かさが内在しており、その結果においても不確かさがある。このため、PRA を利用する場合には、この不確かさが議論となる場合がある。

PRA の結果に影響を与える不確かさの種類とそれらの不確かさを解析ための手法について、NUREG-1855[1]で言及されており、PRA の結果に影響を与える不確かさには①パラメータの不確かさ、②モデルの不確かさ、③完全性の不確かさの3種類あるとされている。

3. PRA の活用

我が国ではこれまで、PRA の利用のために多くの課題を抽出し改善してきたが、その結果として“課題が解決できないと PRA が利用できない”という負の認識が定着してしまっており、その一つに不確かさが挙げられる。PRA は原子力発電所の安全性の向上を進めていく上での効果的なツールであり、今後 PRA を幅広く活用していくためには、リスク管理には不確かさがあるという認識をもち、PRA からどのような情報が得られるのか、その情報をどのように使うことができるのか、その情報を使うことでどのようなことが期待・効果が得られるのか、について注目していくことが重要である。PRA から得られる情報とその活用分野の例を表1に示す。

*Kazuo Sakuramoto
TEPCO SYSTEMS Corporation

表 1 建物・構築物の現実的耐力に関する不確かさ要因の例

PRAから得られる情報	活用分野
リスク指標 ・炉心損傷頻度(CDF) ・格納容器機能喪失頻度(CFF)	・プラントのリスクレベルの把握 ・達成すべきリスクの抑制水準(性能目標)に対する適合性の判断
リスク指標の変化量	・変更(設計・保安活動等)に対する実施可否の判断・優先順位 ・変更(設計・保安活動等)を行った場合の効果の把握
システム・機器のリスク重要度 ・FV重要度 ・RAW	・変更(設計・保安活動等)に対する優先順位(検査・保守管理手法の選定) ・安全性向上に向けた改善策の抽出
事故シーケンスの発生頻度	・事象の起こりやすさからの弱点の抽出
事故シナリオ・カットセット	・終状態に至る過程での弱点の抽出

参考文献

1)NUREG-1855, “Guidance on the Treatment of Uncertainties Associated with PRAs in Risk-Informed Decision-making”, Revision1, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2017.

リスク部会セッション

PRA の活用に対する課題 – 入力情報の不確かさへの取組み –
 Issues in Application of PRA -Dealing with Uncertainties in Input Information-
PRA 用機器信頼性データにおける不確かさの取り扱い方法について

Methodology for dealing with uncertainty in component reliability data for PRA

*吉田 智朗

(一財) 電力中央研究所 原子力リスク研究センター

1. PRA における不確かさ

我々の住むこの世界には、どのような事象がいつどのように生じるかを完全に予見することはできない、という不確かさが存在する。この不確かさの源となるのが、この世界（自然界）に本質的に存在する偶然的な不確かさ（aleatory uncertainty。“alea”はラテン語で「サイコロ」の意）である。人間は、この世界（自然界）のしくみを理解するために、未解明の事象に対して数学的手法などを用いたモデルを構築し、生じうる事象の予見および制御を可能としてきた。しかしながら、この構築したモデルが世界の真の姿であるという確証はなく、その意味でモデル化の方法やその構成要素には必ず不確かさが含まれるものである。この不確かさは認識論的不確かさ（epistemic uncertainty。“episteme”はギリシャ語で「知識」の意）と呼ばれ、当該対象に対する人間の知識がない/足りないことに起因する不確かさである。実際に生じた事象を手がかり（エビデンス）にこの認識論的不確かさを低減することが、世界のしくみへの理解を深める一つの方法である。

原子力プラントの安全性評価に使われる PRA は、各種ハザードに対するプラントの応答を、偶然的な不確かさとともに分析用にモデル化し、そのモデルの中に存在する認識論的不確かさを、確率論的手法により定量評価するものである。これにより、プラントで起こり得る様々な事象とそれらによる人と社会への影響に関する知見を得る。

2. PRA 用機器信頼性データにおける不確かさ

PRA 用プラント構成機器の信頼性データを収集・推定するにあたって生じる不確かさの種類と PRA での扱いについて図 1 に整理した。代表的な故障事象として継続運転失敗とデマンド起動失敗を対象とした。

【継続運転失敗事象】	【起動失敗事象】	不確かさ種類 (PRA での扱い)
<ul style="list-style-type: none"> 継続運転失敗事象かどうか？ (判定基準を含む) 工学的判断	<ul style="list-style-type: none"> 起動失敗事象かどうか？ (判定基準を含む) 工学的判断	認識論的 (PRA での扱い)
<ul style="list-style-type: none"> 継続運転中いつ故障するか予見できない T 時間に N 回故障...N の数を予見できない 時間故障率 λ を想定 $N \sim \text{Poisson}(\lambda T)$ ポアソン過程でモデル化	<ul style="list-style-type: none"> どの起動デマンドで起動失敗するか予見できない D 回起動デマンドで K 回失敗...K の数を予見できない 失敗確率 p を想定 $K \sim \text{Binomial}(D, p)$ 二項過程でモデル化	偶然的 (PRA での扱い)
<ul style="list-style-type: none"> ポアソン過程モデルは“正しい”か？ 故障率はプラント個別か産業界一般共通か？ データ (T, N) との整合性から一定の想定において λ をベイズ推定 (推定例) $\lambda \sim \text{Gamma}(\alpha_r, \beta_r)$	<ul style="list-style-type: none"> 二項過程モデルは“正しい”か？ 失敗確率はプラント個別か産業界一般共通か？ データ (D, K) との整合性から一定の想定において p をベイズ推定 (推定例) $p \sim \text{Beta}(\alpha_d, \beta_d)$	認識論的 (PRA での扱い)
<ul style="list-style-type: none"> λ の値は (N/T だけに限らず) 取りうる値の分布 (不確かさ分布) を持つ 取りうる値を不確かさ解析で使用	<ul style="list-style-type: none"> p の値は (K/D だけに限らず) 取りうる値の分布 (不確かさ分布) を持つ 取りうる値を不確かさ解析で使用	認識論的 (PRA での扱い)

図 1 PRA 用機器信頼性データにおける不確かさとその PRA での取り扱い

機器信頼性データの不確かさは、観測した故障データを用いて、そのデータを生成しうるような故障率/故障確率の分布を統計的に推定したものである。不確かさ解析においてはその様な故障率/故障確率のいろいろな可能性が考慮される。

*Tomoaki Yoshida

The Nuclear Risk Research Center, The Central Research Institute of Electric Power Industry

リスク部会セッション

PRA の活用に関する課題ー入力情報の不確かさへの取り組みー
Issues in Application of PRA -Dealing with Uncertainties in Input Information-

地震 PRA における入力情報の不確かさへの対応 (1) ハザード評価

Input information uncertainty in seismic PRA (1) Hazard analysis

*中島 正人¹¹ (一財) 電力中央研究所 原子力リスク研究センター

1. 緒言

地震 PRA を実施するためには、対象地点の確率論的地震ハザード（以下、地震ハザード）および対象システム・構造物の地震脆弱性に関する情報が必要となる。特に地震ハザード評価は不確かさが大きく、地震 PRA の説明性・信頼性の観点からもその対応は非常に重要である。

2. 地震ハザード評価における不確かさ

2-1. 確率論的地震ハザード評価とその特徴

現在広く用いられている確率論的地震ハザード解析手法は Cornell [1]により開発された。地震発生源・地震動を確率モデルとして構築し、対象地点に将来来襲する地震動の強度と年超過確率の関係を地震ハザード曲線の形で出力・表現する。過去の地震発生情報のみを用いた統計モデル（順序統計量）に基づき地震ハザードを表現する手法とは異なり、対象地点における best estimate な地震ハザードを評価する点が特徴である。

2-2. 地震発生源モデルと地震動モデルの不確かさ

地震ハザード評価においては、地震発生源モデルと地震動モデルに係る不確かさを適切に評価する必要がある。前者は地震規模、断層位置・形状、発生率等、後者は個々の地震動予測モデルの不確かさ、採用する地震動モデル間の不確かさ等である。この不確かさは偶然的な不確かさと認識論的不確かさがあるが、専門家の意見・解釈の違いがハザード評価結果に大きい影響を与える。そのため、米国では US.DOE, US.NRC, EPRI により設置された SSHAC (Senior Seismic Hazard Analysis Committee) により、認識論的不確かさを系統的に評価可能な手法（SSHAC Level 3/4 手法）が開発[2]・高度化[3]された。我が国においても SSHAC Level 3 手法を用いた地震ハザード評価プロジェクトが四国電力により実施され[4]、今後の課題についても抽出されている。

2-3. 地震動モデルに係る認識論的不確かさ評価

地震ハザード評価においては、地震動モデルの不確かさが大きな影響を与える。対象地点の将来の地震動予測は複数の地震動モデルを用いる必要がある、その認識論的不確かさを適切に評価することが重要となる。地震動モデルの認識論的不確かさの評価法は幾つか提案・実装されており（例えば GeoPentech [5]）、その高度化手法も開発・提案されている（例えば Nakajima and Abrahamson [6]）。

3. 結論

地震 PRA の入力情報である地震ハザード評価に係わる不確かさに関して論じた。

参考文献

- [1] Cornell, C.A.: Engineering seismic risk analysis, *Bulletin of the Seismological Society of America* 58 (5): 1583–1606. (1968) [2] U.S. NRC: Recommendations for Probabilistic Seismic Hazard Analysis: Guidance on Uncertainty and Use of Experts: Main Report (NUREG/CR-6382, Volume 1) (1997) [3] U.S. NRC: Practical Implementation Guidelines for SSHAC Level 3 and 4 Hazard Studies, Rev.1, NUREG-2117 (2012). [4] 四国電力株式会社: “伊方 SSHAC プロジェクト最終報告書”, (2020) [5] GeoPentech: “Southwestern United States Ground Motion Characterization SSHAC Level 3”, Technical Report, Revision 1 (2015) [6] Nakajima, M. and Abrahamson, N.: ENHANCEMENT OF SAMMON’S MAP REPRESENTATION OF FAULT RUPTURE MODEL FOR PROBABILISTIC SEISMIC HAZARD ANALYSIS, *Transactions, SMiRT-26, Berlin/Potsdam, Germany* (2022)

*Masato Nakajima¹¹Nuclear Risk Research Center, CRIEPI

リスク部会セッション

PRA の活用に対する課題 –入力情報の不確かさへの取組み–
Issues in Application of PRA -Dealing with Uncertainties in Input Information-

地震 PRA における入力情報の不確かさへの対応

(2) フラジリティ評価

Input information uncertainty in seismic PRA

(2) Fragility analysis

*原口 龍将

三菱重工業(株)

1. はじめに

地震に関する確率論的リスク評価 (Probabilistic Risk Assessment; 以下、地震 PRA) によるリスクの定量化には、大きく、事故シナリオの分析、地震動ハザード評価、フラジリティ評価というステップがありそれぞれに不確かさを有している。このうちフラジリティ評価では、入力となる地震動や地震応答、設備の持つ耐力に関わる不確かさを考慮して評価するものであり、これを適切に分析して定量化することが、地震動に対するリスク情報を得るうえで重要である。

本報では、日本原子力学会標準「原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準」(以下、地震 PRA 学会標準) [1]を参考に、フラジリティ評価の概念について紹介したうえで、応答・耐力に関する不確かさの要因について説明し、その定量化に向けた考え方等について示すものである。

2. フラジリティ評価について

地震 PRA におけるフラジリティ評価は、評価対象として選定された機器・建屋・地盤などについて、地震動によって損傷する確率を定量的に評価するものであり、多くの場合は解放基盤面最大加速度を指標として求められる。

設備類の設計における耐震評価 (決定論的評価) では、設備の耐力が地震による応答を上回っているかどうかのみに着目して評価を行うが、設計で考慮される地震応答及び設備の耐力 (許容値) はその不確かさを考慮して保守的に設定されている。一方、地震 PRA におけるフラジリティ評価では耐力・応答ともにある確率分布 (一般的には対数正規分布) に従い不確かさによる広がり (分布) を持つものとして扱い、それぞれの分布に基づき損傷確率の観点で評価するものである (図 1 参照)。

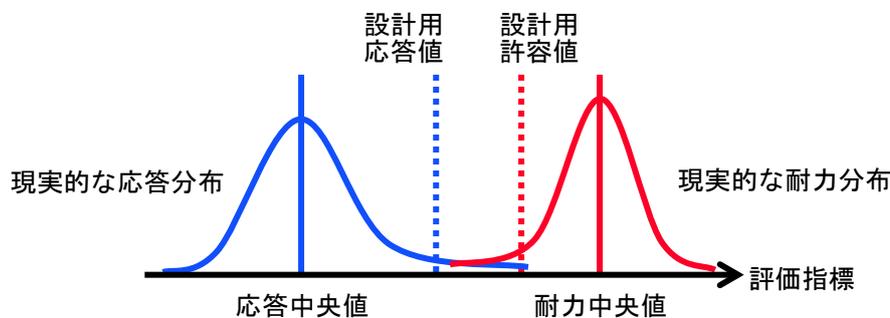


図 1 耐力分布と応答分布のイメージ

*HARAGUCHI Ryusuke

Mitsubishi Heavy Industries, LTD. (MHI)

2-1. 現実的耐力の評価

評価対象とする設備の損傷モードに対応する評価対象部位が損傷に至る限界を現実的耐力とし、これを確率量として評価する。現実的耐力は、実験を含む経験論に基づく手法、解析を含む理論に基づく手法、経験論及び理論を踏まえた工学的判断に基づく手法により[1]、それが持つ不確かさとともに評価され、現実的耐力分布として扱われることになる。確率分布として対数正規分布を仮定したとき、現実的耐力の確率密度関数 $f_S(x)$ は、中央値 S_m 、対数標準偏差 β_S として下式で与えられる。

$$f_S(x) = \frac{1}{\sqrt{2\pi}\beta_S \cdot x} \exp\left\{-\frac{1}{2}\left(\frac{\ln(x/S_m)}{\beta_S}\right)^2\right\}$$

2-2. 現実的応答の評価

評価対象する設備の損傷モードに対応した対象部位に発生する地震応答を確率量として評価する。現実的応答の評価では、大きく応答解析に基づく方法と応答係数に基づく方法があり、前者は現実的なデータ諸元に基づく地震応答解析を実施してその現実的な応答を評価するものであり、後者は線形応答を前提として設計応答に内在する保守性を応答係数として係数化し、設計応答と応答係数を用いることによって現実的な応答を評価する[1]。確率分布として対数正規分布を仮定したとき、入力地震動強さが α のときの現実的応答の確率密度関数 $f_R(\alpha, x)$ は、中央値 $R_m(\alpha)$ 、対数標準偏差 $\beta_R(\alpha)$ として下式で与えられる。

$$f_R(\alpha, x) = \frac{1}{\sqrt{2\pi}\beta_R(\alpha) \cdot x} \exp\left\{-\frac{1}{2}\left(\frac{\ln(x/R_m(\alpha))}{\beta_R(\alpha)}\right)^2\right\}$$

2-3. 損傷確率

評価対象設備の損傷確率 $F(\alpha)$ は、下式に示すように地震動強さがある値 α のときの現実的応答の確率密度関数 $f_R(\alpha, x)$ が現実的耐力の確率密度関数 $f_S(x)$ を超える条件付損傷確率として評価することができる(図2参照)。

$$F(\alpha) = \int_0^{\infty} f_S(x_R) \left(\int_{x_R}^{\infty} f_R(\alpha, x) dx \right) dx_R = \int_0^{\infty} f_R(\alpha, x_R) \left(\int_0^{x_R} f_S(x) dx \right) dx_R$$

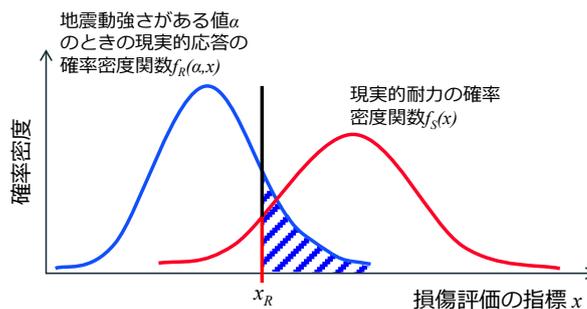


図2 損傷確率算定方法のイメージ

以上のように現実的応答の中央値と不確かさ(対数標準偏差)、現実的耐力の中央値と不確かさをそれぞれ定量化することで、損傷確率を計算することができる。

3. 不確かさ要因について

3-1. 不確かさの分類

現実的耐力分布及び現実的応答分布を定量化するための検討にあたって、不確かさは認識論的不確かさ(Epistemic Uncertainty)及び偶然的な不確かさ(Aleatory Uncertainty)に分類して評価を行う。認識論的不確かさ

は、評価者の知識・技術の完全性や成熟度に依存する不確実さであり、これらの進歩により低減することができる性質のものである。一方、偶然的な不確実さとは、評価者の知識・技術に依存しない自然現象のランダム性に依存する不確実さであって、科学の進歩等に関わらず本質的に減じることができない性質のものである。次項以降で、耐力と応答の不確実さ要因といずれの不確実さに分類されるものかの例を示す。なお、不確実さの要因については、必ずしも認識論的不確実さと偶然的な不確実さのいずれかに明確に分類されることは限らない（両方の要因を持ちうる）ことに注意が必要である。

3-2. 耐力に関わる不確実さ要因

建物・構築物及び機器・配管系の耐力に関わる不確実さ要因と、それらの認識論的不確実さと偶然的な不確実さへの分類の例を、地震 PRA 学会標準より引用して表 1 及び表 2 に示す。耐力の不確実さの一般的な傾向として、不確実さの大きさは応答に比べて小さいといえる。特に機器・配管系の場合は、部材に使用されている鋼材の材料試験結果や機器の加振試験等により、現実的な限界耐力に関する情報を精緻に得ることができるため不確実さの定量値は非常に小さくなる傾向がある。

表 1 建物・構築物の現実的耐力に関する不確実さ要因の例[1]

評価項目		偶然的な不確実さ β_R	認識論的不確実さ β_U
現実的耐力の評価	RC 造構築物・部材の限界耐力	<ul style="list-style-type: none"> ・ 構造材料定数 <ul style="list-style-type: none"> - (コンクリート)強度 - (鋼材)降伏点, 引張強さ 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 施工精度 <ul style="list-style-type: none"> - 鉄筋比 - 部材寸法(含むシアスパン比) ・ 実験データの統計的精度 ・ 耐力評価式の誤差
	RC 造構築物・部材の限界変形及びひずみ	<ul style="list-style-type: none"> ・ 損傷限界時ひずみ ・ 限界層間変形角 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 施工精度 <ul style="list-style-type: none"> - 鉄筋比 - 部材寸法 ・ 実験データの統計的精度 ・ 限界層間変形角評価式などの誤差

表 2 機器・配管系の現実的耐力に関する不確実さ要因の例[1]

評価項目		偶然的な不確実さ β_R	認識論的不確実さ β_U
耐力	構造的損傷に対応する機器耐力		<ul style="list-style-type: none"> ・ 構造材料定数 強度 ・ 試験データの統計的精度
	機能的損傷に対応する機器耐力	<ul style="list-style-type: none"> ・ 試験データの統計的精度 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 試験データの統計的精度

3-3. 応答に関わる不確実さ要因

評価対象となる設備の現実的応答の評価には、解放基盤表面の地震動の評価、建物・構築物への入力道の評価、建物・構築物の地震応答評価、(評価対象が機器・配管系の場合) 機器・配管系の地震応答評価、という段階を踏むこととなり、それぞれの評価において含まれる不確実さを考慮する必要がある。このため、応答に関わる不確実さ要因の数も多く全体の定量値としても大きくなる傾向があるが、現実的応答の評価結果への感度を考慮して厳密に定量化する対象を検討することが必要である。また、応答に関する不確実さの大きさの一般的な傾向として、(自然現象に起因する不確実さ) \geq (地盤に起因する不確実さ) $>$ (コンクリートに起因する不確実さ) $>$ (鋼構築物に起因する不確実さ) となることにも留意すべきである。

以下では、機器・配管系の地震応答評価に関わる不確実さ要因とその認識論的不確実さと偶然的な不確実さへの分類の例を、地震 PRA 学会標準より引用して表 3 に示す。

表3 機器・配管系の現実的応答評価に関する不確かさ要因[1]

評価項目		偶然的な不確かさ β_R	認識論的不確かさ β_U
応	機器入力動	・ 振幅床応答スペクトル	
	解析モデルの評価法	・ モデル化手法 ・ 耐震要素の評価範囲 ・ 振動諸元の評価 せん断断面積 断面二次モーメント 重量, 回転慣性	・ モデル化手法 ・ 構造材料定数 ヤング率 せん断弾性係数
答	解析手法	・ 減衰比	・ 減衰比
		・ モード合成法	・ 考慮する高次モード数
	地震方向成分の組合せ	・ 水平, 上下地震荷重組合方法	・ 水平, 上下地震荷重 組合方法
	非線形応答の簡易的考慮	・ 簡易的機器非線形応答評価方法	

4. 不確かさの定量化

3章で示したような不確かさ要因について、評価対象とするものを検討のうえで定量化を行い、現実的耐力分布及び現実的応答分布の評価に用いることになる。機器・配管系を例にすると、耐力の不確かさは、評価対象となる部材の材料試験や機器の加振試験により得られたデータを用いて評価し、応答の不確かさについては、設計情報を基に文献値や工学的判断を用いて評価を行っている場合が多い。このように求められる不確かさの定量値は fragility の評価結果に密接にかかわるため、この評価を高い説明性・透明性をもって適切に実施することが、PRA として合理的な評価を行い、その結果から得られるリスク情報を活用していく取り組みにおいて非常に重要である。このような不確かさ評価の方法のひとつとして、地震動ハザードにおける認識論的不確かさ評価の手順である SSHAC (Senior Seismic Hazard Assessment Committee) の概念を取り入れた評価手法が提案されている[2]。文献[2]では、SSHAC レベル2のプロセス(図3参照)に準拠して原子炉建屋の断層変位に関する fragility を評価したものであるが、同様の考え方で地震動に関する fragility の評価を行うことも十分可能であり、高い説明性を持った不確かさ定量化の有効な手法として今後の整備が期待される。

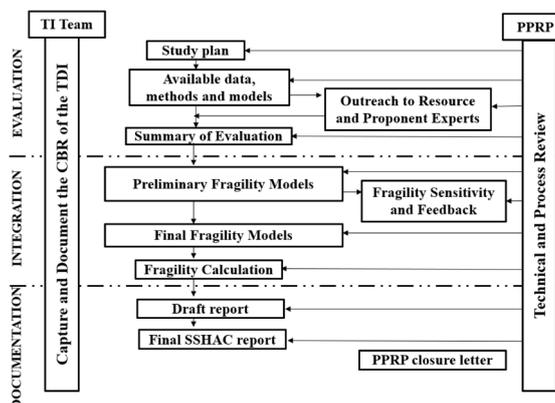


図3 SSHAC レベル2のプロセス[2]

参考文献

- 1) 日本原子力学会標準 原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015、AESJ-SC-P006:2015
- 2) T.Itoi, S.Nakamura, R.Haraguchi, T. Sakai, K. Ebisawa, Y.Mihara, Y. Nikaido, SSHAC Based Fragility Assessment for the Fault Displacement, SMiRT27, Yokohama, 2024

リスク部会セッション

PRA の活用に対する課題 ー入力情報の不確かさへの取組みー
Issues in Application of PRA -Dealing with Uncertainties in Input Information-

火災モデルの不確かさへの対応

Methodology for dealing with fire modelling uncertainty

*池 正熏¹¹電力中央研究所 原子力リスク研究センター

1. はじめに

確率論的リスク評価 (Probabilistic Risk Assessment; 以下、PRA) に関連する不確かさへの取組みは、PRA による評価内容の容認性 (acceptability) を確立するため、重要な要素[1]であり、U.S.NRC の RG 1.200[2]、ASTM/ANS の PRA 標準[3]にはその容認性の重要性について記述している。さらに、PRA を意思決定に活用する場合にも、評価の不確かさを明示することが重要である。

内部火災 PRA で炉心損傷頻度の評価に影響を与えるインプットとして、火災発生頻度、火災進展の程度、リスク上重要な機器の損傷確率、運転員行動などがあり、それらは不確かさを内包している。そのうち、火災進展の程度は火災進展解析モデル (以下、火災モデル) により評価されるが、火災現象 (乱流の挙動や化学反応など) の複雑さのため、多くの認識論的不確かさが含まれる。この不確かさへの取組みとして、火災モデルの不確かさを明確に把握して、伝播させることが重要である。

本報では、原子力施設を対象とした内部火災 PRA に活用可能な火災モデルの種類や特性の概要を紹介し、火災モデルのインプットパラメータに含まれている不確かさについて説明する。また、NUREG-1824[4]に提示されている火災モデルの不確かさの定量化手法を記述して、火災モデルの不確かさの定量化結果を見せる。加えて、火災モデルの不確かさへの取組みを模索する。

2. 火災モデルの概要

2-1. 火災モデルの種類および各モデルの特性

原子力施設を対象とした内部火災 PRA を実施する上で、詳細な火災シナリオを想定した場合、熱や煙の伝播挙動などの火災性状予測が必要となる。内部火災 PRA における火災性状予測では、一般的に以下の火災モデルが用いられる。

- ・スプレッドシートモデル (以下、数式モデル)
- ・ゾーンモデル
- ・数値流体力学モデル (以下、CFD モデル)

数式モデルは基礎的な数式を用いて区画内の温度などを評価する最も簡易なモデルであり、火災 PRA に広く使われてきた。しかし、機械式換気条件下のコンパートメントについては火災性状予測の精度が低下し、火災性状の時系列計算は不可能である。

図 1 (a)に、ゾーンモデルの概念図を示す。ゾーンモデルは区画を高温の上部層 (高温ガス層) と低温の下部層に分割し、各層の火災性状 (両層の温度及び境界高さ、酸素濃度など) の時間変化を計算する数値解析モデルである。このため、ゾーンモデルは、ターゲット損傷時間 (火災感知・消火の余裕時間に相当) や火災継続時間等、内部火災 PRA において用いる統合過酷度因子等のパラメータを推定する上で有益な火災モデルである。ただし、ゾーンモデルは両層の物理量 (例: 温度) の平均値を計算する集中定数系モデルであり、水平方向の雰囲気温度や流動分布等は解析できない。

*Junghoon Ji¹¹Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)

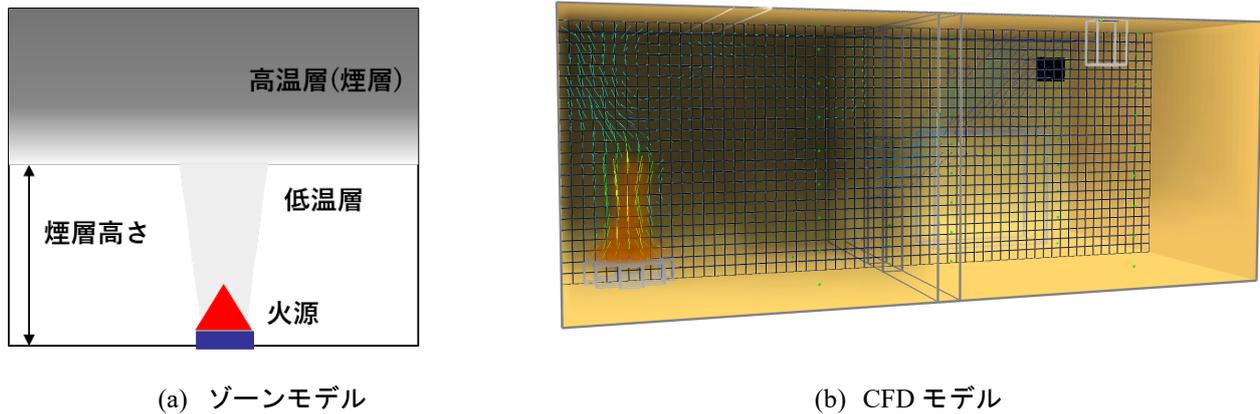


図1 ゾーンモデルと CFD モデルの概念図

また、ゾーンモデルは、一般的に区画形状は矩形を原則としているため、実機における複雑な区画形状をモデル化することはできない。複雑な区画形状を考慮して、三次元で事象進展をモデル化するためには CFD モデルが必要となる。

図1 (b)に、CFD モデルの概念図を示す。CFD モデルは区画を三次元メッシュに分割して、質量・運動量・化学種・エネルギーの保存式により火災進展挙動を時間依存で解く。このため、火災における事象進展を詳細に把握することが可能であるが、計算リソースは極めて高い。海外の内部火災 PRA においても、CFD モデルを内部火災 PRA に適用することは稀である。

2-2. 火災モデルのインプットパラメータとその不確かさ

火災モデルを構成しているインプットパラメータは主に次の4つのカテゴリーで分類される。

- ・燃料の種類、発熱速度などの火源情報
- ・区画寸法、開口部の寸法などの区画形状に関する情報
- ・機械式換気条件下の換気流量（換気数）、ファンカーブ特性などの換気に関する情報
- ・ターゲットの位置、ターゲットの熱物性値などのターゲットに関する情報

火源情報のうち、代表的なインプットパラメータは発熱速度である。発熱速度は与えられた火災環境での燃料の単位時間当たりの熱発生量を意味することで、自由空間（周囲に、燃焼に影響を及ぼす物体がないオープン空間）での発熱速度の測定値を計算モデルのインプットパラメータとする場合が多い。この場合、火災モデルには発熱速度の試験的不確かさ（experimental uncertainty）が含まれる。区画形状に関する不確かさの発生は、複雑な区画の形状を簡易にして解析する場合、もしくは、図面を読み取る際に不確かさが含まれる可能性がある。同様に、換気流量、ターゲットの位置においても試験的不確かさの可能性、ファンカーブ特性情報やターゲットの熱物性値には知識不足による認識論的不確かさが含まれる可能性がある。その以外にも、モデルの仮定による不確かさや数値解析的不確かさも含まれる。

3. 火災モデルの不確かさの定量化

3-1. 火災モデルの不確かさの定量化手法

前述したように、火災モデルの不確かさは火災モデルを構成するインプットパラメータの不完全性やモデルの数値解析的不確かさに起因する。火災モデルの不確かさの定量化手法については U.S.NRC と EPRI により作成された火災モデルの Verification & Validation [4]に提案されている。

n セットの計算データとそれに相応する試験データの差の平均は次式により示される。

$$\overline{\ln(M/E)} = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n \ln(M_i/E_i) \quad (1)$$

ただし、 M_i はモデルの i 番目の計算値、 E_i は M_i に相応する試験値である。モデルの不確かさ（モデルエラーの標準偏差、 $\tilde{\sigma}_M$ ）は次式により計算できる。

$$\sqrt{\tilde{\sigma}_M^2 + \tilde{\sigma}_E^2} \cong \sqrt{\frac{1}{n-1} \sum_{i=1}^n [\ln(M_i/E_i) - \overline{\ln(M/E)}]^2} \quad (2)$$

ここで、 $\tilde{\sigma}_E$ は試験エラーの標準偏差である。表 1 に、代表的な評価項目の $\tilde{\sigma}_E$ を示す。偏向(bias factor, δ)は次式から求められる。

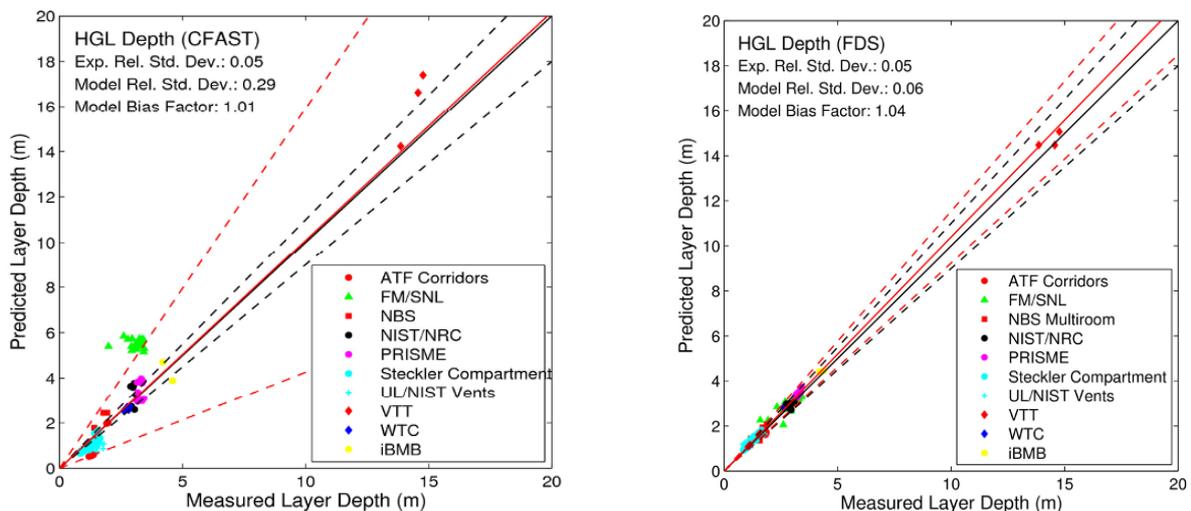
$$\delta = \exp\left(\overline{\ln(M/E)} + \frac{\tilde{\sigma}_M^2 - \tilde{\sigma}_E^2}{2}\right) \quad (3)$$

表 1 試験的不確かさ、 $\tilde{\sigma}_E$ [4]

評価項目	試験的不確かさ、 $\tilde{\sigma}_E$ [%]	評価項目	試験的不確かさ、 $\tilde{\sigma}_E$ [%]
煙層などの温度	7	煙濃度	19
煙層高さ	5	圧力	23
ガス濃度	8	熱流束	11

3-2. 火災モデルの不確かさの定量化の例

火災モデルの評価項目の中、煙層高さはターゲットが高温のガスに漏出されるかを決定するパラメータとして、さらに、エネルギー保存式により煙層温度にも大きな影響を与えるため、重要な評価項目である。図 2 に、煙層高さにおけるゾーンモデルの不確かさと CFD モデルの不確かさを示す。黒い実線は試験データと計算データが完全に一致する基準線、黒い破線は基準線からの試験的不確かさ、赤い実線はモデルによる計算値の偏向、赤い破線はモデルの不確かさを意味する。ここで、評価対象になった試験データは様々な研究機関により行われた実規模火災試験データを集めたものである[4]。ゾーンモデルの場合、モデルの不確かさが 29%となり、試験的不確かさ 5%の約 6 倍になる。CFD モデルの場合、ゾーンモデルと比べてモデルの不確かさが著しく小さいことが見られる。



(a) ゾーンモデル (CFAST)

(b) CFD モデル (FDS)

図 2 煙層高さにおける火災モデルの不確かさと試験的不確かさ [4]

4. 火災進展解析における不確かさへの取組み

4-1. 火災解析のライブラリ化

火災モデルの不確かさは、PRA の評価指標である炉心損傷頻度の不確かさに寄与するため、火災モデルの不確かさの定量化は重要なプロセスである。火災モデルのインプットパラメータの不確かさを明確にする方策として、予め火災進展挙動に係るパラメータを多様なシナリオについて定量化し、その結果をライブラリ化する方法が考えられる。これにより、条件の変動が過酷度因子に与える影響を把握することが可能となる。また、ライブラリを設定する際には、体系的に火災進展解析を実施することから、解析における User Effect を抑制する。

4-2. ディープラーニング技術を用いた CFD 火災モデルの代替モデルの開発

ある評価項目（例えば、ターゲットの損傷確率）について計算する際、複数のモデルを使用（multi-modeling approach）することがより適切な場合がある[6]。最近、ディープラーニング技術の発展により、既往のモデルの代替モデルを開発する事例が多い。上述したように CFD モデルは不確かさが小さいものの、計算負荷が高いため、火災進展解析への適用事例はほとんどない。そこで、ディープラーニング技術を用いて CFD モデルの代替モデルを作成することで、CFD モデルが持つ計算精度と同等な計算結果を活用することが期待できる。図3に、火災室の温度における CFD モデルの計算結果とディープラーニングモデルの計算結果例を示す[5]。ディープラーニングモデルの結果は火源上部のプルームの傾きまでよく再現できていることが分かる。

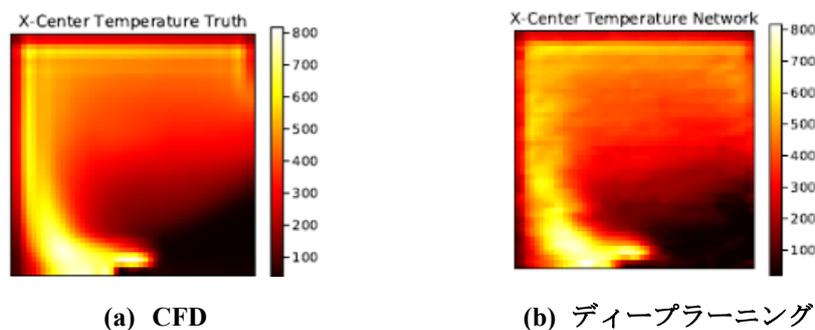


図3 火災室の温度計算結果[5]

参考文献

- 1) NUREG-1855, “Guidance on the Treatment of Uncertainties Associated with PRAs in Risk-Informed Decision-making”, Revision1, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2017.
- 2) U.S. Nuclear Regulatory Commission, “An Approach for Determining the Technical Adequacy of Probabilistic Risk Assessment Results for Risk-Informed Activities”, RG 1.200, Revision 2, Washington, D. C., 2009 (ADAMS accession No. ML090410014).
- 3) ASME/American Nuclear Society, “Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”, ASME/ANS RA-Sa-2009, 2009.
- 4) NUREG-1824, “Verification and Validation of Selected Fire Models for Nuclear Power Plant Application”, Supplement 1, Final Report, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2016.
- 5) J.L. Hodges, “Predicting Large Domain Multi-Physics Fire Behavior Using Artificial Neural Network”, Thesis of Virginia Polytechnic Institute and State Univ., 2018.
- 6) NUREG/CR-6850, “Fire PRA Methodology for Nuclear Power Facilities”, Vol.2, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2005.

Planning Lecture | Technical division and Network : Social and Environmental Division

📅 Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏢 Room
J(Reecture RoomsB 1F B104)

[2]_PL] Thinking about Fukushima's reconstruction and decommissioning from "place of dialogue"

Chair:Kohta Juraku(TDU)

[2]_PL01]

Thinking about Fukushima's reconstruction and decommissioning from "place of dialogue" through collaboration between science, politics, and society

*Shunji Matsuoka¹ (1. Waseda Univ.)

[2]_PL02]

Activities of Fukushima Support Project

*Reiko Nunome¹ (1. RWMC)

[2]_PL03]

Discussion

社会・環境部会セッション

「対話の場」から福島復興と廃炉を考えるー2023 年度社会・環境部会賞記念講演
Fukushima Reconstruction and Decommissioning from a "Place of Dialogue"

2023 Award Commemorative lecture of Social & Env. Div.

(1) 科学と政治と社会の協働による「対話の場」から福島復興と廃炉を考える

(1) Fukushima Reconstruction and Decommissioning from a "Place of Dialogue"

Through Collaboration of Science, Politics, and Society

*松岡俊二

¹早稲田大学

2011年3月から、福島復興と廃炉に関する「対話の場」＝「学びの場」の形成に関する研究と実践を持続してきた。そのなかで考えてきた科学と政治と社会の協働の課題について講演する。（キーワード：Connecting the Dots、イノベーション、対話の場、学びの場、社会的学習）

1. 未来は前か後ろか？

冒険作家の高野秀行と日本中世史を研究する清水克行の対談をまとめた奇書『世界の辺境とハードボイルド室町時代』のなかに、「未来は前か後ろか」という時間認識をめぐるとても興味深い議論がある。

「戦国時代ぐらいまでの日本人にとっては、未来は『未だ来らず』ですから、見えないものだったんです。過去は過ぎ去った景色として、目の前に見えるんです。当然、『サキ=前』の過去は手にとって見ることができけど、『アト=後ろ』の未来は予測できない。

つまり、中世までの人たちは、背中から後ろ向きに未来に突っ込んでいく、未来に向かって後ろ向きにジェットコースターに乗って進んでいくような感覚で生きていたんじゃないかと思います。・・・過去が前にあって未来は後ろにあるという認識は、世界各地の多くの民族がかつて共通して持っていたみたいなんです。

・・・ところが、日本では16世紀になると『サキ』という言葉に『未来』、『アト』という言葉に『過去』の意味が加わるそうです。

それは、その時代に、人々が未来は制御可能なものだという自信を得て、『未来は目の前に広がっている』という、今の僕たちがもっているのと同じ認識をもつようになったからではないかと考えられるんです。人類が経験と技術によって未来を切り開ける社会に移行したことで、自分たちは時間の流れにそって前に進んでいくという認識が変わったのかなと思います」（高野・清水, 2019, pp.90-92）。

2. Connecting the Dots : スティーブ・ジョブズとジョセフ・シュンペーター

2005年6月12日、スティーブ・ジョブズは、スタンフォード大学卒業式において、“Stay Hungry. Stay Foolish.”の縮めの言葉で有名なスピーチを行った。

すでに癌が進行し、死を意識していたジョブズは、自らの体験から3つのことを語った。その第1が“The first story is about Connecting the Dots”である。

「リード大では当時、全米でおそらくもっとも優れたカリグラフの講義を受けることができました。キャンパス中に貼られているポスターや棚のラベルは手書きの美しいカリグラフで彩られていたのです。退学を決めて必須の授業を受ける必要がなくなったので、カリグラフの講義で学ぼうと思えたのです。ひげ飾り文字を学び、文字を組み合わせた場合のスペースのあけ方も勉強しました。何がカリグラフを美しく見せる秘訣なのか会得しました。科学ではとらえきれない伝統的で芸術的な文字の世界のとりこになったのです。

もちろん当時は、これがいずれ何かの役に立つとは考えもしなかった。ところが10年後、最初のマッキントッシュを設計していたとき、カリグラフの知識が急によみがえってきたのです。そして、その知識をすべて、マックに注ぎ込みました。美しいフォントを持つ最初のコンピューターの誕生です。もし大学であの講義がなかったら、マックには多様なフォントや字間調整機能も入っていなかったでしょう。もし私が退学を決心していなかったら、あのカリグラフの講義に潜り込むことはなかったし、パソコンが現在のようすば

らしいフロントを備えることもなかった。もちろん、当時は先々のために点と点をつなげる意識などありませんでした。しかし、いまふり返ると、将来役立つことを大学でしっかり学んでいたわけです。

繰り返しですが、将来をあらかじめ見据えて、点と点をつなぎあわせることなどできません。

できるのは、後からつなぎ合わせることだけです。だから、我々はいまやっていることがいずれ人生のどこかでつながって実を結ぶだろうと信じるしかない」（『日本経済新聞』2011年10月9日付）。

現在、ジョブズのスピーチで有名になった **Connecting the Dots** は、目的達成や課題解決のために、これまでの経験や知識や情報を効果的に繋げることにより、新たなアイデアや概念を産み出し、イノベーションを創造するための重要な思考方法であると理解されている。

イノベーションの父ジョセフ・シュンペーターは、それぞれの要素は既知であったとしても、異なる要素を新たな観点から結合すること（**new combinations**）によって、イノベーションが創出されるとしたが、**Connecting the Dots** と同じことと考えられる。

ジョブズの **Connecting the Dots** であれ、シュンペーターの新結合であれ、重要なことは、イノベーションの源泉は過去の多様な経験や知識や情報を繋げることにあるという点である。

さらに、ジョブズは **Connecting the Dots** を可能にする能力や資質について、「文系と理系の交点、人文科学と自然科学の交差点・・・この『交差点』が僕は好きだ。魔法のようなところがあるんだよね・・・アップルが世間の人と心を通わせられるのは、僕らのイノベーションはその底に人文科学が脈打っているからだ」（アイザックソン, 2011, p.425）と述べている。

3. 物理学者の罪：高村薫とロバート・オッペンハイマー

1953年に大阪に生まれた社会派作家・高村薫は、2018年、福島原発事故などを受け、原子力について以下のように語っている。

「私のように20世紀の真ん中に生まれた人間には、科学技術に対する信奉がありました。1970年の大阪万博のように、新しい技術の発展や、ひたすら明るい未来にあこがれていたんですね。

もともと私は文学少女というより理系なんです。中でも原子力は、原爆の恐ろしさはあっても、平和利用という条件付きで『希望の火』でした」（『朝日新聞』2018年12月5日、「オピニオン：火のいざない 2：「原子の火、怖いのは人の欲」）

私たち人類は、15世紀・16世紀の大航海時代、1543年の種子島・鉄砲伝来、18世紀半ばからの石炭利用によるエネルギー革命に始まる産業革命、ガリレオやニュートンを父祖とする近代科学の誕生、20世紀の石油文明や自動車文明を経て、1942年からのマンハッタン計画による原子爆弾の開発へと突き進んでいった。

1945年7月16日午前5時29分、ニューメキシコ州中部のトリニティ実験場において、人類史上初の核分裂爆縮装置（プルトニウム使用）が炸裂した。

トリニティ実験を、ロバート・オッペンハイマーは次のように回想している。

「爆風が過ぎるのを待って濠の外に出た。それは実に荘厳の限りであった。世界は前と同じではないことを私たちは悟った。笑う人もいた。泣く人もいた。大部分の人はおし黙っていた。私はヒンズー教の聖典『バガヴァド・ギーター』の1行を思いおこした。王子はその責務を果たすべきであることを王子にわからせようとヴィシュヌは試みている。そして王子の心を打とうとして、ヴィシュヌはその千手の姿をとり、『今、われは死となれり。世界の破壊者となれり』と言う。私たちはみな、何らかの形で、そうした思いを抱いたものと私は思う」（藤永, 2021, p.249）。

広島・長崎に原爆が投下されたのち、オッペンハイマーは、科学者の「技術的に甘美（**technically sweet**）」なものの誘惑に対する本質的な弱さを語り、「物理学者は罪を知った（**Physicists have known sin**）」と語った。

「戦時中のわが国の最高指導者の洞察力と将来についての判断によってなされたこととはいえ、物理学者は、原子兵器の実現を進言し、支持し、結局その成就に大きく貢献したことに、ただならぬ内面的な責任を感じた。これらの兵器が実際に用いられたことで、現代戦の非人間性と悪魔性がいささかの容赦もなく劇的に示されたことも、我々は忘れることができない。野卑な言葉を使い、ユーモアや大げさな言い方でごまかそうとしても消し去ることのできない、あるあからさまな意味で、物理学者は罪を知ってしまった。そしてこれは、物理学者が失うことのできない知識である」（藤永, 2021, pp.413-414）。

4. アルヴィン・ワインバーグとトランス・サイエンス的課題

広島・長崎に投下された原子爆弾を研究開発したマンハッタン計画にも参加した物理学者アルヴィン・ワインバーグは、1972年、社会科学の総合学術誌『ミネルヴァ』に「サイエンスとトランス・サイエンス」と題する論文を発表した（Weinberg, 1972）。

低線量被曝の健康被害や原子力発電所の過酷事故を事例とし、こうした社会課題は「科学に問うことができるが、科学によって答えることはできない」とし、トランス・サイエンス的課題（Trans-Scientific Questions）の重要性を提起した。同じ論文の中で、ワインバーグは、「科学者は、どこまでが科学の領域で、どこからは科学を超えたトランス・サイエンスの領域であるのかを明確に認識しなければならない」とも述べている。ワインバーグは、科学技術の発展によって社会課題が「技術的に解決」されるという「科学の共和国」（マイケル・ポラニーの言葉, Polanyi, 1962）の時代が終わり、科学によって課題を研究することは必要であり重要だが、科学だけで社会課題の解決策を導き出すことは出来ない時代に移行したことを明確にした。

ワインバーグは科学技術の「限界」を語っているが、このことは必ずしも科学技術の力に対する否定的な評価ではない。むしろ、科学技術の立ち位置を、政治や社会との緊張関係の中で明確にすることで、科学技術の力が適切かつ有効に行使される空間を設定したと考えられる。

ワインバーグの提起したトランス・サイエンス的課題は、カリフォルニア大学バークレー校の数学者リッテルと都市計画者ウィーバーが1973年に提起した「厄介な問題（Wicked Problems）」とほぼ同じ趣旨のものと考えられる（Rittel & Webber, 1973）。

しかし、ワインバーグのトランス・サイエンス的課題は、原子力発電所の過酷事故リスクや低線量被曝リスクという科学技術リスクを念頭に、科学的予測の認識論的不確実性に焦点を当てている。これに対し、厄介な問題は都市計画や交通計画といった社会計画を対象に、人々の価値観の多様化によって、いわゆる unknown unknowns（専門家は特定の専門知から課題へアプローチするので、技術的に定義しにくい社会問題に対しては、何が問題の本質なのかがよく分からない。いわゆる最適解の存在しない問題に対する専門知の限界を指摘したもの）という状況に焦点を当てたものである。

こうした意味では、トランス・サイエンス的課題は科学（認識論的不確実性）に焦点を当て、「厄介な問題」は社会（価値観の多様化）に焦点を当てたとも言える。

筆者（松岡）は、2011年3月の福島第一原子力発電所（1F）の事故を契機に、1F事故の社会構造的要因分析や1F廃炉の社会的側面（「社会のなかの廃炉」アプローチの具体化を試みてきた。従来の原子力業界の「廃炉のなかの社会」アプローチとは異なる）を中心に調査研究を行ってきた。1F事故や1F廃炉の問題は、科学技術と社会との関係性に関わる社会課題であり、課題特性としてトランス・サイエンス的課題であることを強調してきた。

5. 「対話の場」の必要性と難しさ：トランス・サイエンス的課題と厄介な問題

1F廃炉の問題はトランス・サイエンス的課題であることは間違いないが、福島の復興と廃炉といったより広い問題設定（scope of study）をすると、科学的側面からだけでなく、社会的側面から問題特性を考えることも必要になる。その際、リッテルとウィーバーが提起した厄介な問題の議論は、社会的側面から福島の復興と廃炉の問題特性を理解する上で参考になる。

2022年暮れに刊行された『やっかいな問題はみんなで解く』において堂目卓生は『厄介な問題（wicked problem）』は、1960年代～1970年代にホルスト・リッテルとメルビン・ウェッバーが用いた言葉であり、一つひとつが特有で、終わりのない社会課題を意味する」（堂目・山崎, 2022, pp.13-14）としている。

また、厄介な問題は、「特定の学問分野の専門知、特定の現場で得た経験知だけで解決することは不可能であり、また、それらの知を寄せ集めただけでは大きな力にはならないであろう。知を力に変えるためには、学問分野や立場の違いを乗り越えた『共創』が必要である」（堂目・山崎, 2022, p.14）と論じている。同じ書籍において、山崎吾郎は「リッテルらが強調したのは、社会政策にかかわる問題の多くが、それまで科学が想定してきた技術的な問題（手なづけられた問題）とは決定的に異なっている」（堂目・山崎, 2022, p.29）ことであるとしている。

これらは、社会課題への技術的アプローチだけでなく、社会的アプローチの必要性や重要性を指摘してい

る。社会課題を社会的に解くということは、必然的に人々の価値観や社会的行為の意味づけや価値づけと密接に関連する。

科学技術リスクを念頭においたトランス・サイエンス的課題は、リスク・マネジメントという政策課題を対象とし、都市交通などの社会問題を念頭においた厄介な問題は、都市政策や社会政策などの政策課題を対象としている。

こうした政策課題に対して、従来の技術官僚モデル（一部の専門家や政府による政策形成）による政策形成プロセスでは、公共政策に対する市民の社会的納得性を醸成することは難しく、科学と政治と社会の協働が求められる。ここに、参加民主主義（participatory democracy）や熟議民主主義（deliberative democracy）が登場する。

熟議民主主義の実践として多様な「対話の場（place of dialogue）」が試みられてきているが、「対話の場」が議会制民主主義を効果的に補完し、現代の民主主義の危機を克服し、民主主義のイノベーション（democratic innovation）となるかどうかは未だ明らかではない。

「対話の場」によって、政策課題に対する新たなアプローチが発見され、議会制民主主義を効果的に補完し、民主主義のイノベーションとなるかどうかの最大のポイントは、「対話の場」が「学びの場」＝社会的学習プロセスへ進化・発展できるかどうかである。

科学と政治と社会の協働による「対話の場」が、政策形成プロセス（政策形成の場）に対して市民の意見を効果的に伝達し、政策形成に有効に機能するためには、科学者・専門家も政治家・行政官も国民・市民も多様な「対話の場」の実践による社会的学習（学び）の蓄積が不可欠である（松岡他, 2022; 朱・松岡, 2024）。

しかし、「対話の場」が社会的学習プロセスへ進化・発展することは容易ではない。

「対話の場」が社会的学習プロセスへ進化することの困難性は、政策形成プロセスにおける「対話の場」の活用に対する深刻な疑問と批判を産み出している。

闘技民主主義からの批判だけでなく、熟議民主主義への懐疑的な見方は、専門知への再依存や技術官僚モデルへの回帰を招くこととなる。しかし、従来の専門知へ回帰し、再び技術官僚モデルに依拠して社会課題の解決策を形成したとしても、そうした公共政策に対する社会的受容性や社会的納得性の醸成は難しく、公共政策の実効性は乏しいというジレンマからは脱却できない。

思えば、2020年2月から2023年5月に猛威をふるった新型コロナ・パンデミックの3年余の経験は、専門知や技術官僚モデルへの過度の依存と過度の不信の間で揺れ動いた3年間であった。

また、2022年2月に始まったロシアによるウクライナ侵略戦争や2023年10月から続くイスラエル・ガザ紛争は、世界は対話的環境にはなく、世界は分断と対立のなかにしか存在し得ないようにも思われる。

分断と対立の世界のなかで、私たちはどのように「対話の場」を形成し、それを「学びの場」＝社会的学習プロセスへ進化・発展させ、多様な人々の中の相互理解と信頼形成を通じた相互尊重を醸成し、分断と対立を「克服する」ことができるのだろうか。

6. 分断と対立と『対話の場』を考える：フランツ・ファノンの『黒い肌・白い仮面』

フランス植民地であった西インド諸島マルティニーク島出身の政治哲学者・精神科医で、アルジェリア独立運動で指導的役割を果たしたフランツ・ファノン、1961年に36才で白血病で亡くなった。ファノンは、黒人差別の歴史的・文化的根源を植民地主義（帝国主義）に求めた（ファノン, 2020）。

支配者であるフランス人の持つ「植民地化される人々には無意識のうちに支配に従属したいという願望がある」という植民地観＝差別観に対して、「従属したいという願望を創り出している社会構造に着目しないと、植民地主義を正当化するだけである」と、ファノンは批判した。

さらにファノンは反差別を言うだけでなく、社会の中の差別を産み出し、差別を助長する構造について深く考えた。差別する側も差別される構造があり、差別される側も差別をする構造がある。差別と反差別という構造が、差別の構造と対立の構造であり、差別と対立の構造は怒りと憎悪を拡大再生産すると考えた。

ファノンは、「二項対立的世界」＝「対立軸を産みだす構造」から抜け出さない限り、分断と対立は際限なく連鎖すると考えた。自分たちと違うものに対する恐怖と怒りは、自己と他者の分断と対立を生み、他者に対して世界を閉ざす（排除）という行為は他者の人間性の否定となる。こうした構造に対して諦めること、

あるいは答え（解決策）が出たと思うことは、差別や分断の始まりである。

ファノン、対立や分断があるから自己が存在するのではなく、自己と他者の違いを認めつつ（相互理解、信頼形成、相互尊重）、共に生きていくためにはどうしたら良いのかを考えなくてはならないことを主張する。他者を受け入れる能力は多様な世界や未来を選択する能力であり、多様な選択ができることが自由であり人間性である。

ファノンの述べる「二項対立的世界」＝「対立軸を産みだす構造」から抜け出す能力や資質とは、エンパシー能力や「2.5 人称の視点」（柳田, 2005）ではなかろうか。エンパシー能力や 2.5 人称の視点を備え、「二項対立的世界」＝「対立軸を産みだす構造」から脱却する知識体系を総合知（科学技術・イノベーション基本計画（第 6 次）の総合知は近い概念である）と名づけ、総合知の能力や資質を有する人材を境界知作業（boundary knowledge worker）と呼ぶことにしたい。

「対話の場」を「学びの場」＝社会的学習のプロセスへ進化・発展させ、相互理解と信頼形成を通じた相互尊重を醸成することで、分断と対立を「克服する」ことを可能にするためには、「対話の場」の多くの参加者が総合知を形成し、境界知作業となる必要があると考えられる。

「対話の場」が「学びの場」となり、社会的学習プロセスへ進化する中で、多くの参加者が自己変容し、「二項対立的世界」＝「対立軸を産みだす構造」から抜け出し、エンパシー能力や「2.5 人称の視点」を獲得することが求められている。

7. 会話と対話の違い：「対話の場」と「学びの場」と社会的学習

劇作家で演出家の平田オリザは、会話（conversation）と対話（dialogue）は全く違うとしている。

「会話が、お互いの細かい事情や来歴を知った者同士のさらなる合意形成に重きを置くのに対して、対話は異なる価値観のすり合わせ、差異から出発するコミュニケーションの往復に重点を置く。

対話は、単に自分を他人に紹介することではない。対話は初対面の人間とのみ行われるものではない。ごく親しい人との間でも、異なる価値観のすり合わせが必要となる場合には、対話的なコミュニケーションが要求される」（平田, 2015, p.168-169）。

21 世紀における原子力と社会のあり方を考える際、対話は不可欠であるとの認識は広がっている。

しかし、日本社会において、「対話とは何か」に関する深く広い専門知の蓄積は乏しい。また、対話を可能とするためには、「場」の形成が不可欠であるが、日本における「対話の場」の理論的・実証的研究は乏しい。さらに、原子力などをめぐる「政策対話の場」の形成には、科学と政治と社会の協働が不可欠であり、科学と政治と社会の協働が「対話の場」を「学びの場」へ進化させ、社会課題に対する新たなアプローチの発見に繋がるが、日本における科学と政治と社会の協働に関する学術研究も人材育成もこれからである。

参考文献

- アイザックソン, ウォルター (2011) 『スティープ・ジョブズ (上・下)』 講談社
- 堂目卓生・山崎吾郎 (2022) 『やっかいな問題はみんなで解く』 世界思想社
- ファノン, フランツ (2020) 『黒い皮膚・白い仮面』 みすず書房 (海老坂武 (訳), 新装版, 原書 1952 年)
- 藤永茂 (2021) 『ロバート・オッペンハイマー：愚者としての科学者』 筑摩書房
- 平田オリザ (2015) 『対話のレッスン：日本人のためのコミュニケーション術』 講談社
- Polanyi, M. (1962) "The Republic of Science: Its Political and Economic Theory", *Minerva*, 1(1), pp. 54-73
- Rittel, H. W. & M. M. Webber (1973) "Dilemmas in a General Theory of Planning", *Policy Science*, 4, pp.155-169
- 松岡俊二 (他) (2022) 『未来へ繋ぐ災害対策：科学と政治と社会の協働のために』 有斐閣
- 高野秀行・清水克行 (2019) 『世界の境界とハードボイルド室町時代』 集英社
- 柳田邦男 (2005) 『言葉の力 生きる力』 新潮社
- Weinberg, A. M. (1972) "Science and Trans-Science", *Minerva*, 10(2), pp.209-222
- 朱 鈺・松岡俊二 (2024) 「対話の場と社会的学習：福島における 1F 地域塾の経験から」『アジア太平洋討究』 48, pp.65-92

*Shunji Matsuoka¹

Waseda Univ.

社会・環境部会セッション

「対話の場」から福島復興と廃炉を考えるー2023 年度社会・環境部会賞記念講演
Fukushima Reconstruction and Decommissioning from a "Place of Dialogue"
2023 Award Commemorative lecture of Social & Env. Div.

(2) 福島特別プロジェクトの活動

(2) Activities of Fukushima support project

*布目礼子

公益財団法人原子力環境整備促進・資金管理センター

1. はじめに

福島特別プロジェクトは、東京電力福島第一原子力発電所事故による原子力災害の修復にあたり、現地の視点に立ち学会の総力を結集して臨むために、理事会直結の組織として2012年6月に設立された。地元にとって切実かつ喫緊の課題であった周辺環境の除染作業のサポートや放射線影響に関する分析・助言など現地における活動を行うとともに、住民の早期の帰還を促すために、住民に寄り添い、国や自治体と住民との間のインターフェースの役割を果たす役割を担い、地元にとって有益な情報を分かりやすく発信するなど、地元の役に立つ活動を実施してきた。

2. 福島特別プロジェクトの活動

2-1. 活動の概要

当プロジェクトは、事故直後から「除染技術カタログ Ver.1」や「仮置き場 Q&A」などの作成やシンポジウムの開催など福島県民向けの活動を継続して実施するとともに、その活動状況等について学会誌等を通じて発信してきた。また、これらの活動の経験から「除染・帰還・復興に関する見解」をとりまとめ公表した。さらに、福島県の環境再生プラザへの専門家派遣や南相馬市での稲作試験なども行っている。

2-2. 対話活動

これまでの活動の内、福島県民の方々と直接関与するものとして、以下のようなシンポジウムや地域交流イベントを行ってきた

- ・福島市、いわき市などにおいて、1Fの状況の説明、オフサイトの環境修復の取り組みなど住民に知ってほしい情報を発信し疑問に答えるシンポジウムを10回以上開催。
- ・富岡町において住民の声を直接聞くためにテーブルトークを中心とした地域交流イベントを実施。
- ・学会の専門性を活かした活動として、福島市内に設置されている環境再生プラザへ説明員を派遣し、来館者の疑問に答えるとともに、どのようなことに懸念や不安を持っているのかを把握することに努め情報発信の際の一助としてきた。
- ・直接的な関与ではないが、国や自治体への提言へ地元住民の考えを反映するために住民アンケートも。

3. おわりに

特別復興再生拠点区域内の除染される区域を少しでも拡大していくことが福島の再生、復興には重要であると考えているが、特別復興再生拠点区域以外の帰還困難区域の除染は範囲が限定されていることから帰還困難区域の大部分の避難を解除することは難しい。このような状況の中で、本プロジェクトは、今後も地元の方々の関心・ニーズに応える活動を継続していきたいと考えている。

*Reiko Nunome

Radioactive Waste Management Funding and Research Center

📅 Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏠 Room
J(Recture RoomsB 1F B104)

[2]_PL] Thinking about Fukushima's reconstruction and decommissioning from "place of dialogue"

Chair:Kohta Juraku(TDU)

[2]_PL03] Discussion

早大レジリエンス研究所所長および同大ふくしま広野未来創造リサーチセンター長を務める松岡氏は、これらの組織を通じて福島第一原子力発電所事故や福島復興について多くの研究と取り組みを図ってきた。特に福島の復興と廃炉に関する「対話の場」＝「学びの場」の形成に関する研究と実践は特筆すべき活動である。本企画セッションではこれらの活動を通じて、同氏が考えてきた科学と政治と社会の協働の課題について講演していただく。キーワードは「Connecting the Dots」、「イノベーション」、「対話の場」、「学びの場」、「社会的学習」。

あわせて原子力学会が取り組んでいる福島特別プロジェクトの活動についても紹介する。

Planning Lecture | Joint Session : Nuclear Fuel Division, Reprocessing and Recycle Technology Division

📅 Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏢 Room
N(Reecture RoomsB 2F B203)

[2N_PL] Issues and expectations for fuel field in "the Nuclear Fuel Cycle"

Chair: Isamu Sato(TCU)

[2N_PL01]

Commentary on fission products making impacts to fabrication, operation and storage of nuclear fuels

*Takeshi Sonoda¹ (1. CRIEPI)

[2N_PL02]

Issues caused by fission products and TRU, and requests to the front-end side

*Yoshinobu Niitsu¹ (1. JNFL)

[2N_PL03]

General discussion

核燃料部会、再処理・リサイクル部会 合同セッション

核燃料サイクルにおける燃料分野の課題と期待

Issues and expectations for fuel field in "the Nuclear Fuel Cycle"

(1) 燃料の製造から運用・貯蔵に影響を与える核分裂生成物の解説

(1) Commentary on fission products making impacts to fabrication, operation and storage of nuclear fuels

*園田 健¹¹ 電中研

1. 背景

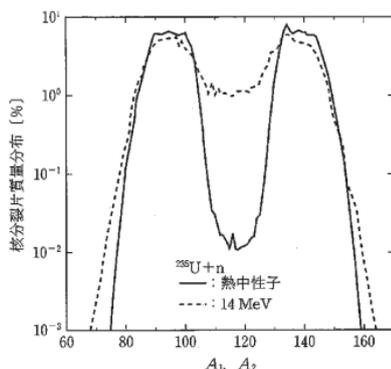
核燃料中に含まれる核分裂生成物（Fission Products：FP）は、ウラン濃縮、燃料製造、燃料性能、原子炉の運用と安全評価、輸送・貯蔵、再処理、処分など燃料サイクルのあらゆる分野に深く関係している。近年の燃料開発では、通常運転時の堅牢性や耐腐食性、過渡時の耐久性、事故時の破損低減、輸送時・貯蔵時の安定性、といった主に燃料被覆管の改良に重きを置かれた開発が行われているが、燃料サイクルとの関わりの視点が減ってきてはいないだろうか。また、核燃料の燃焼から生じるFPや超ウラン元素（TRU）への関心が薄れてきてはいないだろうか。そこで本報告では、核燃料の照射（燃焼）によって生じるFPやTRUが燃料の挙動に及ぼす様々な影響を整理し、解説する。

2. FP および TRU の発生と蓄積

核燃料に利用されている²³⁵Uや²³⁹Pu、軽水炉燃料には使用されていない²³³U、²⁴¹Pu、等の核分裂性物質に中性子を当てると、発熱と共に2つの原子核に分かれる。この核分裂反応の際に生成される核種をFPと呼ぶ[1]。この反応により中性子が2~3個発生し、それがまた次の核分裂性物質の核分裂反応を発生させることで核分裂反応が継続する。加えて、放射線環境下では天然に存在する原子番号92より小さい元素に加えて、UやPuが中性子を捕獲した後にβ崩壊が起こることにより原子番号が93以降の元素が発生する。この元素をTRUと言い、特に²³⁷Np、²⁴⁴Cm、²⁴¹Am等は核分裂性物質でもある。このように核分裂反応で形成されるFPやTRUは核分裂反応（燃焼）が進むにつれて燃料内に蓄積する。

核分裂反応によりFPは図1[2,3]のように質量数90と140付近のピークを中心として軽めと重めの核種が形成されるが、その元素の特徴は大きく分けて表1のように分類される[4, 5]。いわゆる、安定的に酸化物となって存在する元素と元素単体で存在する元素、そして不活性ガス元素である。また蓄積の仕方も燃料と固溶する元素もあれば、混合酸化物、金属析出物となる元素もある。また揮発性、腐食性の元素も存在する。

これらのFPが燃料に蓄積することで、燃料の運用時や貯蔵時、事故時に様々な影響が発生する。以下の節で代表的な影響を解説する。

図1 ²³⁵Uの核分裂片質量分布[2,3] 表1 核分裂で生成する主なFPとTRU核種[4]

分類	核種	半減期	放射線量* (Bq/LU)
揮発性 FP	⁸⁵ Kr	10.8y	4.8×10^{14}
	¹²⁹ I	1.57×10^7 y	1.6×10^9
	⁹⁶ Sr	28.8 y	3.5×10^{15}
準揮発性 FP	¹³⁷ Cs	2.06 y	2.4×10^{15}
	¹³⁷ Cs	30.1 y	4.9×10^{15}
	⁹⁵ Zr	64.0 d	8.4×10^9
非揮発性 FP	⁹⁵ Nb	35.0 d	1.8×10^{10}
	⁹⁹ Tc	2.11×10^5 y	6.5×10^{11}
	¹⁰⁶ Ru	1.02 y	1.6×10^{15}
	¹²⁵ Sn	129 d	1.3×10^{10}
	¹²⁵ Sb	2.76 y	1.4×10^{14}
	¹⁴⁴ Ce	285 d	1.4×10^{15}
	¹⁴⁷ Pm	2.62 y	2.5×10^{15}
	¹⁵¹ Sm	90 y	1.4×10^{15}
	¹⁵⁴ Eu	8.95 y	2.0×10^{14}
	¹⁵⁵ Eu	4.76 y	9.8×10^{15}
	燃料	²³⁵ U	7.04×10^7 y
²³⁹ U		4.47×10^7 y	1.1×10^{10}
TRU	²³⁷ Np	2.14×10^6 y	1.6×10^{10}
	²³⁸ Pu	87.7 y	1.6×10^{14}
	²³⁹ Pu	2.41×10^4 y	1.5×10^{13}
	²⁴⁰ Pu	6564 y	2.2×10^{13}
	²⁴¹ Pu	14.4 y	5.5×10^{15}
	²⁴¹ Am	432 y	4.6×10^{15}
	²⁴² Am	7370 y	1.0×10^{15}
	²⁴² Cm	163 d	5.0×10^{15}
²⁴⁴ Cm	18.1 y	1.2×10^{14}	

*炉型:FWR, 濃縮度:4.5%, 燃焼度:45,000MWd/t, 冷却期間:4年

*Takeshi Sonoda¹¹CRIEPI

3. 燃料挙動に影響を与える FP および TRU

3-1. 燃料運用（照射）時

(a) FP 生成による炉心運転への影響[6]

^{135}Xe は非常に大きな熱中性子断面積を持ち、比較的少量に生ずる核分裂生成物である。直接核分裂生成物として生じる他に ^{135}I のベータ崩壊生じる。運転中の原子炉が急に停止すると核分裂反応により生成される ^{135}Xe の生成は止まるが、体系中にある ^{135}I の崩壊により継続的に ^{135}Xe が生成される。そのため、炉の停止後は初めのうち ^{135}Xe の原子密度が増加し、その後は半減期（～9.2 時間）に従い崩壊し消滅する。ここで ^{135}Xe は強力な中性子捕獲物質であるため、 ^{135}Xe 濃度が増加する間は原子炉の負の反応度が上昇する。それにより原子炉を停止してある程度の時間（30～40 時間）は再起動することが難しい状態になる。これを原子炉の再起動不能時間と呼ぶ。この ^{135}Xe の蓄積は急激な停止を避けることで小さくできる。また運転中に出力変動を起こすと、それにより炉心内で局所的に ^{135}Xe の濃度が変動するため、燃焼に不安定性が生じる。この現象を Xe 振動と呼び、これを防ぐために制御棒の操作などの処置をとる必要がある。

(b) FP ガス放出による燃料棒内圧の上昇[7]

燃料の燃焼が進むに従い FP が発生し燃料内に蓄積される。FP の中でも希ガスである Kr, Xe は燃焼履歴（線出力、温度）に従い、一部がペレット外に放出され、被覆管内のプレナム部に蓄積される。軽水炉燃料の場合、商用炉で現在利用される燃焼度レベルでは、FP 生成量の数パーセントが放出されても問題ないようにプレナム体積が設計されている。しかし、近年は更なる高燃焼度化が志向されており、もし FP ガス放出量が著しく増える場合は、幾つかの不具合が連鎖的に発生する可能性がある。いわゆる FP ガス放出による燃料棒内圧の上昇と、それによるペレットと被覆管の間隔の増加（リフトオフ現象）、そしてそれによる熱伝導性能の低下によるペレット温度の上昇、そしてそれが更なる燃料棒内圧の上昇を起こす、といった不具合である。これを防ぐには、出力の適切な運用と、体系的に単位体積当たりの燃料棒密度を増やすことが考えられる。

(c) 腐食性 FP による PCI 破損の発生[8]

原子炉の起動時、または出力変動時はペレットの熱膨張や収縮によりペレットに亀裂が発生したり、ペレットと被覆管が接触する可能性がある。その際に被覆管に応力が負荷されると共に、ペレット内に蓄積された腐食性 FP である Cs や I が被覆管内面と作用して、そこが亀裂発生の起点となり、被覆管内面から外面に向けて亀裂が進展する現象がある。これを PCI 破損とよび、原子力発電での負荷追従運転を検討する際の課題の一つと考えられている。この PCI 破損の低減には大粒径燃料や添加物燃料の適用、または Zr ライナーの適用などが有効と考えられている。

(d) MOX における He 放出[7]

MOX は核分裂性物質である ^{239}Pu が添加されている。 ^{239}Pu は燃焼時のみならず貯蔵時においても α 崩壊するため、MOX を長期に渡り貯蔵する、または燃焼度を増加させると、ウランにおける FP 蓄積に加えて多量の He が蓄積されることになる（ウランより 2 桁増）。これはペレット特性や(b)で述べた被覆管内圧の上昇に影響を与えると考えられ、MOX の燃焼度延伸に対する壁の一つとなっている。

3-2. 燃料貯蔵時

(a) 被覆管中の水素化物の再配向[9]

照射時の冷却材の放射線分解によって生成した水素の一部は被覆管に吸収され固溶する。乾式貯蔵時に、FP ガスの放出等で燃料棒内圧が高くなり被覆管の周方向応力（フープ応力）が大きい状態で、崩壊熱の減少によって燃料温度が低下する場合、被覆管に固溶していた水素が水素化物として半径方向に再配向し、水素脆化が進む可能性がある。これに対応するには乾式貯蔵時の燃料温度を調整または被覆管の耐水素吸収特性を強化する必要がある。

3-3. 事故時

(a) 冷却水喪失事故（LOCA）時の燃料粉碎・移動・放出（FFRD）挙動[10]

原子炉にて LOCA が発生した場合、燃料の有する崩壊熱により炉内の冷却水が水蒸気になり、同時に燃料温度も急上昇する。その後、燃料棒の内圧が上昇し、ある部分でバルーニングが発生し、燃料バーストが発生する。その際に、被覆管内のペレットは粉碎し、バルーニングの際に被覆管内を移動し、最終的にはバースト時に形成された破損口から燃料が放出されることになる。本挙動のメカニズム解明には、燃料ペレット中の FP 分布と、加熱時の FP 分布と微細組織変化、加熱時（過渡時）の FP ガス放出とそれによる内圧増加、そして燃料棒の軸方向の FP ガスの透過性が重要になる、と米国 NRC は考察しており、今後、メカニズム解明が望まれている。

3-4. 再処理時[11,12]

燃料を再処理した場合、Pd 等の金属 FP は硝酸に溶けない。そのため、ガラス固化をする際に白金族 FP (Pd, Ru, Rh) が入ることでガラスの電気抵抗が低下し、溶融化ガラスは高粘性化する。その結果、通電によるジュール加熱の不調やガラス流下性低下・不調・閉塞などの事象が発生し、ガラス固化プロセスの連続運転が出来なくなる。本件については、白金族 FP の吸着法や、白金族 FP の有効利用法などの研究が様々な研究機関で行われている。

4. 燃料挙動を評価する際に用いられる FP および TRU[13]

核分裂反応により生成され、燃料内に蓄積される FP や TRU は、燃料棒の局所燃焼度を評価する際の指標として利用される。例えば、 ^{148}Nd は中性子断面積が小さく、且つ燃料内の移動が少ないことが知られており、燃焼度の評価に用いられている。また、軸方向の燃焼度分布については ^{134}Cs や ^{137}Cs が用いられる。また、この ^{134}Cs と ^{137}Cs の比は照射中の燃料温度の勾配に関する評価に用いられる。他にも、燃料の最終サイクルの出力の大きさを検証するための指標として短半減期の Zr 同位体等を用いる、MOX と UO_2 を分離するために Xe と Kr の比 (Xe/Kr 大 : MOX、小 : UO_2) を利用する、などが挙げられる。

貯蔵中の使用済燃料の崩壊熱については、貯蔵初期は FP が崩壊熱の大半 (90%以上) を占め、また、貯蔵期間が長くなるに従い FP の崩壊熱に占める $^{90}\text{Sr} \rightarrow ^{90}\text{Y}$, $^{137}\text{Cs} \rightarrow ^{137\text{m}}\text{Ba}$ の寄与が増加する (燃焼度に依存するが 20 年冷却で 90%以上を占める)。

5. まとめ

燃料を健全に、且つ経済的に使用するには、核分裂反応により生成される FP や TRU が燃料挙動に及ぼす影響を把握し、適切な対策を検討する必要がある。また、今後の燃料サイクルを発展させるには、この FP や TRU についても多方面の影響を検討し、開発を行うことが肝要と思われる。

[参考文献]

- [1]環境省ホームページ : <https://www.env.go.jp/chemi/rhm/h29kisoshiryo/h29kiso-02-02-03.html>
- [2]多田将、「放射線について考えよう」第 10 章、<https://radiation.shotada.com/chapter/10/>
- [3]K. Shibata, T. Kawano et al., "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDLE-3.3", J. Nucl. Sci. Technol. 39.1125 (2002).
- [4] 森山裕丈、エネルギー・資源 Vol.35 No.2 (2014) URL: https://www.jser.gr.jp/wp-content/uploads/2020/12/201403_SI2.pdf.
- [5] 原子力ハンドブック編集委員会 ; 原子力ハンドブック(2008)、オーム社。
- [6] 武田充司、仁科浩二郎、ラマーシュ 原子炉の初等理論 (下) (1995)、p702-713、吉岡書店。
- [7] OECD/NEA, "Nuclear Fuel Safety Criteria Technical Review Second Edition", OECD 2012, NEA No. 7072, p36-37. https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_14782/nuclear-fuel-safety-criteria-technical-review?details=true
- [8] OECD/NEA, "Nuclear Fuel Safety Criteria Technical Review Second Edition", OECD 2012, NEA No. 7072, p40. https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_14782/nuclear-fuel-safety-criteria-technical-

[review?details=true](#)

- [9] Q. Auzoux et al., “Hydride reorientation and its impact on mechanical properties of high burn-up and unirradiated cold-worked stress-relieved Zircaloy-4 and Zirlo™ fuel cladding”, J. of Nucl. Mater. Vol. 568 (2022), 153893.
- [10] M. Bales, A. Chung et al., “Interpretation of Research on Fuel Fragmentation, Relocation, and Dispersal at High Burnup”, RIL 2021-13 (2021).
- [11] T. Usami et al., Proc. of Global 2015, Pape 5186 (2015).
- [12] K. Uruga et al., Proc. of Global 2015, Pape 5191 (2015).
- [13] A. Sasahara, T. Matsumura et al., J. of Nucl. Sci. and Tech., Vol. 45, No. 4, p313-327 (2008).

核燃料部会、再処理・リサイクル部会 合同セッション

核燃料サイクルにおける燃料分野の課題と期待

Issues and expectations for fuel field in “the Nuclear Fuel Cycle”

(2) 再処理工程上、FP や TRU によって引き起こされる

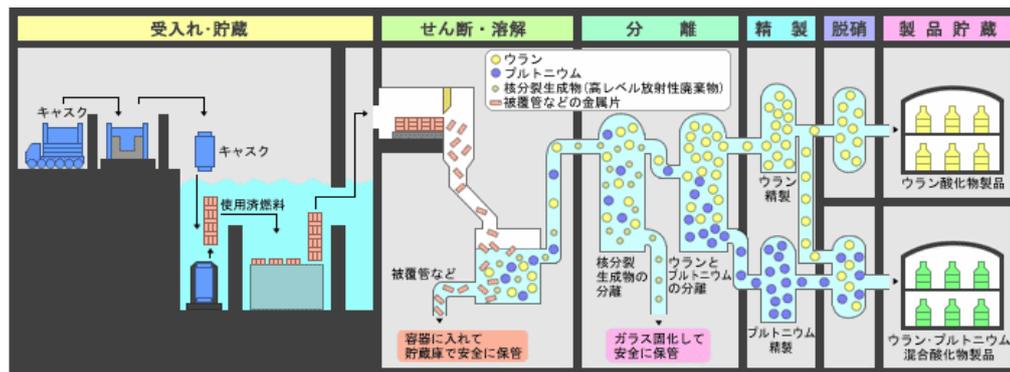
課題やフロントエンド側への要望

(2) Issues caused by fission products and TRU, and requests to the front-end side

新津 好伸¹¹ 日本原燃株式会社

1. はじめに

我が国では、原子力発電所で使用した核燃料（以下、使用済核燃料）を再処理し、分離・回収したプルトニウムを用いてMOX燃料として、軽水炉で使用するプルサーマル計画を推進している。今後、六ヶ所再処理工場の操業開始に伴い、MOX粉末が製造され、MOX燃料工場で燃料としたのち、国内の原子力発電所で使われる。また、使用済核燃料から分離された核分裂生成物（以下、FP）や超ウラン元素（以下、TRU）は、ガラスと混合することによりガラス固化体を製造し、高レベル放射性廃棄物として最終的には地層処分される。



六ヶ所再処理工場の工程

2. 再処理工場、MOX燃料工場の運転

使用済核燃料を再処理する場合には、原子力発電所に装荷する前の燃料組成、発電中の照射履歴、発電後の冷却期間により、使用済核燃料中のウラン、プルトニウムだけでなく、FPやTRU等の組成が異なるため、これらを考慮する必要がある。具体的には、MOX燃料、ガラス固化体には、それぞれに製品としての仕様が定められているため、後工程となるMOX燃料工場、地層処分を意識して、それらを満たすことが必要である。

さらに2018年7月31日の原子力委員会決定「我が国におけるプルトニウム利用の基本的な考え方」に示されているとおり、我が国のプルトニウム保有量を減少させるため、プルトニウムの需給バランスを確保し、再処理から照射までのプルトニウム保有量を必要最小限とし、再処理工場等の適切な運転に必要な水準まで減少させることが求められている。再処理工場、MOX燃料工場では、上記の製品仕様を満たすことに加え、それぞれの工場の特徴や能力を踏まえて、実際の運転をすることになる。

再処理工場、MOX燃料工場の安定運転は、核燃料サイクルを回していくために極めて重要であるため、再処理工場、MOX燃料工場が本格的な操業となる前に、あらためて両工場を運転していくうえで考慮すべき点について、核燃料部会、再処理・リサイクル部会の本合同セッションで皆様と共有することとしたい。

*Yoshinobu Niitsu¹¹Japan Nuclear Fuel Ltd.

Planning Lecture | Joint Session : Nuclear Fuel Division, Reprocessing and Recycle Technology Division

📅 Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏠 Room
N(Reecture RoomsB 2F B203)

[2N_PL] Issues and expectations for fuel field in "the Nuclear Fuel Cycle"

Chair: Isamu Sato(TCU)

[2N_PL03] General discussion

再処理あがりのウラン製品とMOX燃料用のウラン・プルトニウム製品を供給する再処理分野と、これを受けて燃料を製造する核燃料製造分野においては、今後、核燃料サイクルの本格稼働に向けて、連携を強くしていくべきではないかと考えます。再処理分野においても、燃料製造分野においても、その実現を難しくするのは、核分裂で発生する核分裂生成物（FP）とウランなどの核種の中性子吸収などにより発生する超ウラン元素（TRU）であるといえます。まずは広く浅く両者の状況を理解することを目的として、議論を行い、今後の更なる相互理解へつなげていきたいと考えています。

Planning Lecture | Special Lecture : Local Organizing Committee

📅 Thu. Sep 12, 2024 3:00 PM - 4:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 6:00 AM - 7:30 AM UTC 🏛️ Room
E(Recture RoomsA 2F A200)

[2E92_PL] Robotic and remote technologies for accident response and decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

Chair: Makoto Takahashi (Tohoku Univ.)

[2E92_PL01]

Robotic and remote technologies for accident response and decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Hajime Asama¹ (1. UTokyo)

特別講演

福島第一原子力発電所の事故対応および廃炉のためのロボット技術・遠隔技術

Robotic and remote technologies for accident response and decommissioning
of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*浅間 一¹

¹ 東京大学

1. 背景

これまで、福島第一原子力発電所（1F）の事故対応、廃炉においては、放射線量が高く、人間が立ち入ることが困難、危険、不可能な環境が多く、様々な場面において、ロボット技術・遠隔技術の活用が必須となっている。1Fの事故対応・廃炉において、これまでに活用されたロボット遠隔技術については、すでに別報で紹介しているが¹⁾、本講演では、その後の経緯や最近のミッションで明らかになってきたことなども含め紹介するとともに、今後、廃炉におけるロボット遠隔技術の開発・導入やそのための人材育成において考慮すべきことについて述べる。

2. 福島第一原子力発電所の事故対応・廃炉におけるロボット技術のニーズ

1F事故直後、ロボット遠隔技術は、事故対応として、事故の状況の調査や冷却の安定化、封じ込めなどのミッションで用いられていたが、現在では、廃炉やそれに向けての準備・環境整備などにシフトしている。ロボット遠隔技術活用の最大の目的は、現場作業員の被曝の低減であり、被曝のリスクの高い作業での活用が特に求められる。具体的なタスクは、注水、瓦礫・燃料（使用済み燃料、燃料デブリ）・汚染水等の除去・移送（切断、吸引、ハンドリング）、調査・計測・マッピング（映像、放射線量、等）、サンプリング（ダスト、汚染水、コンクリートコア、燃料デブリ、等）、除染・遮蔽、汚染水の止水、デバイス・計器・機材・装置・設備の運搬・除去・設置・解体、汚染物・廃棄物・汚染水のハンドリング・処理、解体などである。

3. 福島第一原子力発電所の事故対応・廃炉におけるロボット技術の活用

これまでに、地上、水上、水中、空中で動作する50種類以上のロボット技術が事故対応・廃炉の現場で用いられている。緊急時であった事故直後は、災害対応用ロボットや偵察用ロボットなどをそのまま、あるいは改造して用いていたが、その後の廃炉では、ミッションや導入環境に応じて、ロボットを設計開発／導入するケースが多くなった。現場を模擬したモックアップで、ロボットの試験やオペレータの訓練を行って後に現場で導入されることになるが、これまでにロボットがスタックして動かなくなる、回収できなくなるといったことも生じていた。その主な直接的要因は、通信の切断、操作ミス、放射線による機能不良などであるが、そもそも導入する環境自体が事前によくわかっていないケースもあり、設計・開発や運用は容易ではない。原子炉建屋、特に、格納容器内は、壁や障害物が多く、無線通信も通じにくいことが、ロボット導入を困難にしている要因となっている。最近、通信を中継するロボットと調査・作業するロボットをペアで投入することで、無線でロボットを動作させることが可能かつ有効であることがわかってきた。

4. おわりに

廃炉の工程は長期間に及ぶため、基礎研究、基盤技術開発、人材育成が重要である。そこでは、廃炉、原子力分野に特化することなく、広く社会に貢献できる高度な技術開発、人材育成という視点が重要である。

参考文献

1. 浅間 一："福島第一原子力発電所の廃炉のための遠隔技術", 日本原子力学会誌 ATOMO Σ, vol. 62, no. 3, pp. 13-14, 3月 (2020).

*Hajime Asama¹

¹The Univ. of Tokyo