

Wed. Sep 11, 2024

Planning Lecture | Technical division and Network : Human-Machine Systems Research Division

 Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC  Room B(Recture RoomsA 1F A102)**[1B_PL] Present and Future Application of AI Technology in the Nuclear Industry**

Chair:Makoto Takahashi(Tohoku Univ.)

[1B_PL01]

The Present of AI Technology

What Can be done and Can't be done?

*Takashi Washio¹ (1. Kansai Univ.)

[1B_PL02]

Possibilities and proposals for applying AI technology to nuclear industry*Kazuyuki Demachi¹ (1. Tokyo Univ.)

Planning Lecture | Board and Committee : Fukushima Support Project

 Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC  Room C(Recture RoomsA 1F A105)**[1C_PL] Progress on the Lifting of Restrictions in Difficult to Return Zones**

Chair:Reiko Fujita(Fukushima Support Project)

[1C_PL01]

Past Efforts and Future Challenges in the Reconstruction of Fukushima*Satoru Toyomoto¹ (1. Cabinet Office)

[1C_PL02]

General discussion

Planning Lecture | Technical division and Network : Reactor Physics Division

📅 Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏠 Room
D(Recture RoomsA 1F A106)

[1D_PL] Current status and issues of legacy systems

Chair:Yasuhiro Kodama(NFI)

[1D_PL01]

Current status and issues of black-boxed legacy systems

*Kenichi Tada¹ (1. JAEA)

[1D_PL02]

Knowledge transfer and skills training for legacy systems

*Satoshi Takeda¹ (1. Osaka Univ.)

[1D_PL03]

Code Development Innovation in the AI Era

Evolving from Legacy Systems and Nurturing Next-Generation Talent

*Masahiro Tatsumi¹ (1. NEL)

[1D_PL04]

Discussion

All Presenters

Planning Lecture | Technical division and Network : International Nuclear Information Network

📅 Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏠 Room
G(Recture RoomsB 1F B101)

[1G_PL] Activities of EGSMR (Expert Group on Small Modular Reactors)

Chair:Kazuaki Kito(HGNE)

[1G_PL01]

Activities of EGSMR (Expert Group on Small Modular Reactors)

*Takeshi Takeda¹ (1. JAEA)

Planning Lecture | Technical division and Network : Computational Science and Engineering Division

📅 Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏢 Room H(Recture RoomsB 1F B102)

[1H_PL] Pioneering the Future of Nuclear Science -Exploring Potential of AI and Large-scale Language Model-

Chair:Masahiko Okumura(JAEA)

[1H_PL01]

AI and Its Societal Impact

*Fujio Toriumi¹ (1. UTokyo)

[1H_PL02]

Toward Quality Management of AI Systems using Large Language Models.

*Koichi Konishi¹ (1. AIST)

[1H_PL03]

Trends in AI Applications in the U.S. Nuclear Industry

*Yuta Konno¹ (1. JANUS)

Planning Lecture | Board and Committee : Standard Committie

📅 Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏢 Room I(Recture RoomsB 1F B103)

[1I_PL] The hierarchy of risk-related standards and the use of standards, guidelines and technical reports

Chair:Takashi Takata(UTokyo)

[1I_PL01]

Significance and concept of a hierarchy of risk-related standards.

*Yukihiro Kirimoto¹ (1. CRIEPI)

[1I_PL02]

Status of hierarchy of standards (Internal Event Level 1 PRA standard, Seismic PRA standard)

*Kazunori Hashimoto¹, *Yoshiyuki Takahashi¹ (1. CRIEPI, 2. KAJIMA)

[1I_PL03]

Extraction of Safety Improvement Measures based on Safety Improvement Assessment in Nuclear power plant

*Daigo Hiratsuka¹ (1. KYUDEN)

[1I_PL04]

The application of probabilistic risk assessment in nuclear regulation

*Gen Murakami¹ (1. NRA)

[1I_PL05]

Discussion

All Presenters

Planning Lecture | Technical division and Network : Division of Nuclear Fuel Cycle and Environment

📅 Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏢 Room K(Recture RoomsB 2F B200)

[1K_PL] Current Status and Future Prospects of the Horonobe International Project

Chair: Akira Kirishima (Tohoku Univ.)

[1K_PL01]

Importance of the International Joint Project in Horonobe Underground Research Project

*Kazuhei Aoyagi¹ (1. JAEA)

[1K_PL02]

Task A : Solute Transport Experiment with Model Testing

*Yusuke Ozaki¹ (1. JAEA)

[1K_PL03]

Task B : Systematic Integration of Repository Technology Options

*Akira Hayano¹ (1. JAEA)

[1K_PL04]

Task C : Full-scale Engineering Barrier System (EBS) Dismantling Experiment

*Hirokazu Ohno¹ (1. JAEA)

[1K_PL05]

Discussion

Takeshi Ebashi¹, Minoru Emori², Kotaro Nakata³ (1. NUMO, 2. RWMC, 3. CRIEPI)

Planning Lecture | Board and Committee : Education Committee

📅 Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏢 Room
L(Recture RoomsB 2F B201)

[1L_PL] Issues and correspondance in the Global Nuclear Human Resource Development Initiative Project

Chair:Masayoshi Uno(Univ. of Fukui)

[1L_PL01]

Overview of the program

*Ken Kurosaki¹ (1. Kyoto Univ.)

[1L_PL02]

Development of curriculum and production of open educational resources

*Tamotsu Kozaki¹ (1. Hokkaido Univ.)

[1L_PL03]

Experiments and Practice Using Large Facilities

*Genichiro Wakabayashi¹ (1. Kindai Univ.)

[1L_PL04]

Current Issues and Correspondence

*Ken Kurosaki¹ (1. Kyoto Univ.)

[1L_PL05]

Nuclear Open Campus

*Toru Obara¹ (1. Tokyo Tech)

[1L_PL06]

Discussion

Planning Lecture | Over view Report : Research Committee on Space Nuclear Technologies

📅 Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏠 Room
M(Recture RoomsB 2F B202)

[1M_PL] Nuclear x Space: possibilities and prospects for space nuclear technology

Chair:Jun Nishiyama(TCU)

[1M_PL01]

Establishment of Research Committee on Space Nuclear Technologies

*Naoyuki Takaki¹ (1. TCU)

[1M_PL02]

Past and future prospects for the use of nuclear energy in space

*Osamu Kawasaki¹ (1. JAXA)

[1M_PL03]

Panel discussion "Prospects for domestic space exploration and nuclear energy"

All Research Committee Members

[1M_PL04]

Free discussion

Planning Lecture | Over view Report : Research Committee on Fuel Cycle Analysis Technique for Future Nuclear Scenarios

📅 Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏢 Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[1N_PL] Current Status and Next Development of Fuel Cycle Analysis Technique for the Future Scenarios

Chair:Takashi Shimada(MFBR)

[1N_PL01]

Significance of Fuel Cycle Analysis and Purpose of Establishment of the Committee

*Kenji Takaeshita¹ (1. Tokyo Tech)

[1N_PL02]

Domestic and International Activities of Fuel Cycle Analysis

*Tomohiro Okamura¹ (1. Tokyo Tech)

[1N_PL03]

Current status and Issues of Fuel Cycle Analysis Technique

*Kenji Nishihara¹ (1. JAEA)

[1N_PL04]

Considerations for Benchmark of Future Nuclear Reactor Technologies

*Naoto Aizawa¹ (1. Tohoku Univ.)

[1N_PL05]

Considerations for Benchmark of Future Nuclear Fuel Cycle Technologies

*Masahiko Nakase¹ (1. Tokyo Tech)

[1N_PL06]

Panel Discussion on the Update of Fuel Cycle Analysis

Members in Research Committee

Planning Lecture | Joint Session : Nuclear Non-Proliferation, Safeguards, Nuclear Security Network, Student Network

📅 Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏢 Room O(Recture RoomsB 2F B204)

[1O_PL] Discussion on the 3S for Peaceful Use of Nuclear Energy for Future Generations

Chair:Yoshiki Yamashita(Nagoya Univ.)

[1O_PL01]

Concept of nuclear safety (Safety) and its implementation

*Akio Yamamoto¹ (1. Nagoya Univ.)

[1O_PL02]

Concept of nuclear non-proliferation (safeguards) and its implementation

*Masato Hori¹ (1. JAEA)

[1O_PL03]

Concept of nuclear security and its implementation

*Hiroshi Sagara¹ (1. Tokyo Tech)

[1O_PL04]

Open discussion

*Haruki Tsukada¹ (1. APU)

Planning Lecture | Technical division and Network : Human-Machine Systems Research Division

📅 Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏢 Room
B(Recture RoomsA 1F A102)

[1B_PL] Present and Future Application of AI Technology in the Nuclear Industry

Chair: Makoto Takahashi (Tohoku Univ.)

[1B_PL01]

The Present of AI Technology

What Can be done and Can't be done?

*Takashi Washio¹ (1. Kansai Univ.)

[1B_PL02]

Possibilities and proposals for applying AI technology to nuclear industry

*Kazuyuki Demachi¹ (1. Tokyo Univ.)

ヒューマン・マシン・システム研究部会セッション

原子力分野における AI 技術応用の現状と今後
Present and Future Application of AI Technology in the Nuclear Industry

(1) AI 技術の現状 -何ができて何ができないのか-

(1) The Present of AI Technology: What Can be done and Can't be done?

*鷲尾 隆¹¹ 関西大学

1. パネル講演の目的

本パネルの最初において AI の可能性と限界について論考し、原子力分野における AI 技術応用の現状と今後の展望に関して、議論を深めていく上で参考となる視点を提供したい。

2. AI の基本原理と性質

論考のはじめに、これまでの人工知能研究の目標について確認する。その目標は機械による知能の実現であることは明らかであるが、実現を目指す知能は人のような知能、人と協働する知能、特定の複雑な処理を行う知能など多義的であることを説明する。さらに人工知能研究の大まかな類別、歴史を確認し、研究開発されてきた理論や原理、技術が極めて多岐にわたることを説明する。

その上で、まず AI は何ができるのか、それらを如何にして実現するのかについて論じる。そこでは、AI が実現可能な知的タスクは、知的探索・検索、外れ値検出・クラスタリング、分類・回帰、解候補生成の4つに絞られ、各タスクの根本原理はすべてデータに与えられる事例間の類似性評価・判別であることを指摘する。そして、類似性評価・判別によるこれら4つのタスクの実現原理について、概要を説明する。

次に上記原理の特徴を踏まえつつ、AI が得意な処理はデータ事例間の内挿補間であり、外挿補間は不得意であることを論じ、不得意な外挿補間を補う主要な方法としてスパース性などの事前知識の導入とベイズ推定原理が用いられていることを説明する。また、解候補生成を行ういわゆる生成 AI は、複雑な条件付確率学習器に過ぎないことを指摘する。

さらに、AI には何ができないのか、AI に何を求めてはいけないのか、AI が本質的に有する性能のトレードオフについて議論を行う。その中で、AI は先に述べた4つのタスク以外はできないこと、データ事例が不足する外挿処理結果は不正確であり過度な信頼性を求めてはいけないこと、AI がもたらす解の精度とその理由説明の分かり易さの間にはトレードオフがあること、AI の解に高精度を求めればより複雑な技術とより大規模なデータの利用が不可避であることを説明する。

3. AI の適用可能性と限界

最後に以上の論考を踏まえ、AI は人間のどのような知能の側面を凌駕し得るのか、逆にどのような知能の側面は超えられそうにないのかを議論する。またこれに関連して、自動車の自動運転化は当面どこまで進みそうか、どのような我々の業務をどこまで置き換えできそうかについても考察する。さらに原子力など高度な信頼性を要求される分野では、どのような利用に向いているのか、いないのかについても議論を行う。

*Takashi Washio¹¹Kansai Univ.

ヒューマン・マシン・システム研究部会セッション

原子力分野における AI 技術応用の現状と今後

Present and Future Application of AI Technology in the Nuclear Industry

(2) 原子力業界への AI 技術の適用の可能性と提案

(2) Possibilities and proposals for applying AI technology to nuclear industry

*出町 和之¹¹ 東京大学

1. はじめに

近年、AI は目覚ましい発展を続けており、様々な分野での社会実装が始まっている。最近話題の ChatGPT 以外にも、自動走行自動車、ロボット掃除機、作業現場の見守り、議事録生成、金融動向予測など、AI の社会実装例は枚挙に暇がない。原子力分野への AI 導入も始まっており、米国エネルギー省（DOE）の ARPA-E GEMINA プログラムは、9 種の小型モジュール炉の保全コスト削減のためのデジタルツイン構築を支援している。また、中国では原子力保全への AI 利用として、スマート保守管理やインテリジェント機器故障診断などが始まっている。

一方で、我が国の AI 技術力は米国や中国に引けを取らないはずなのだが、原子力分野への AI 利用は決して積極的ではなく、従来システムの一部を AI に置き換えた個別小規模な応用が目立つ。その理由の一つには、原子力規制への安全性説明の負担が考えられる。言い換えれば、苦勞して開発した AI 技術を本当に実装させてもらえるのか、という懸念が他業界に比べて高い、ということである。

一方、当研究室ではさらに個別小規模な AI 技術の開発を続け、気付けばもう 12 年にもなる。初期のころ行ったのは、表 1 に分類と例を示す AI モデルを単独で開発したものであった。識別系(画像)AI を用いた核セキュリティのための侵入検知、また、予測系 AI を用いたプラント機器の故障検知などがその例である。しかし最近では、複数の AI 同士やさらには AI 以外の手法とも組み合わせた手法の開発を専ら行っている。例えば、識別系(画像)と自然言語処理との組み合わせによる作業安全判定や、識別系(画像)と生成系(言語)AI とを組み合わせた悪意行為判定である。そもそも我々人間の脳は、識別・予測・制御・生成を組み合わせた働きをしており、異種モデル同士の組み合わせでこそ、AI の新分野の開発につながると考える。今回は、そのような組み合わせ AI 手法の開発例を紹介するとともに、生成系 AI の一つである大規模言語モデル(Large Language Model: LLM)の原子力保全への適用案を解説したい。

表 1. AI モデルの分類と機能

	識別系 AI	予測系 AI	制御系 AI	生成系 AI
機能	特定のデータセットを学習、新たなデータが属する分類を識別	過去のデータセットを学習、未来の傾向や出来事を予測	制御対象の過去の実働データ学習、将来的変動を予測して制御	学習済みのデータを活用し、多岐にわたる新たなデータを生み出す
例	誤字・脱字、コンクリート強度、画像認識、音声認識	故障予測、気象予測、株価予測、需要変動予測、等	乗用車の自動運転、ドローン自立飛行、アクロバットロボット、等	テキスト生成、画像・動画生成、音楽生成、カスタマーサポート、等

2. 組み合わせ AI 技術の開発例

2-1. 現場作業支援

中部電力株式会社との共同研究により開発中の手法である。まず、過去の教育用作業動画(手元)を、識別系(画像)AI と関係性解析によりあらかじめグラフ構造化しておき、データベースに保存する。また、作業の手順を文に起こしたものを、生成系(言語)AI を用いてあらかじめグラフ構造化しておき、これも、データベースに保存する。そして、現場では作業員がカメラ付きスマートグラスを装着して手元作業動画を撮影し、そのグラフ構造と類似のグラフ構造を持つ教育用作業動画と作業手順文を、データベースから選択してスマ

ートグラスに投影するのである。現段階では、類似のグラフ構造を持つ教育用作業動画と作業手順文の選択までが完成した。最後の段階として、選択した動画や手順文を作業員の装着するスマートグラスのモニタに表示することで、作業支援の一助となるような技術の実装を目指す。

2-2. 核セキュリティにおける悪意行動検知

原子力施設の監視カメラで撮影される監視動画を想定し、人物の行動を識別系(画像)AI で認識するとともに、その行動が悪意行為か否かを生成系(言語)AI で判定するモデルを開発した。行動の悪意判定 AI は過去にも開発したが、判定木などルールありきの判定のために精度が十分ではなかった。新たに開発したモデルでは、識別系(画像)AI で識別された行動要素を生成系(言語)AI で「文」に変換し、別の生成系(言語)AI で「文」に悪意行為が含まれるか否かを判定させることで精度を向上させた。

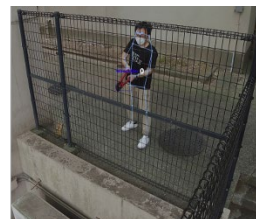
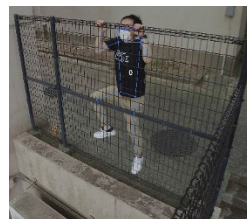
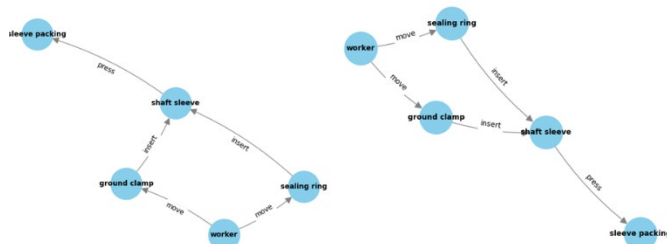


図1 手元作業動画のグラフ(左)と手順文のグラフ(右) 図2 フェンスよじ登り(左)と切断行為(右)の検知

2-3. 医用動画

MR 画像誘導放射線治療中に、肺など呼吸に伴い動く臓器の3次元動画をリアルタイムで表示する AI を開発した。治療中に得られる患者の MR 画像は2次元であるが、これを入力として動く臓器の「3次元」動画を描画するモデルである。学習データには治療前に撮影された3次元 CT 動画を用い、これを独自に開発した画像解析 AI モデル、および予測系 AI に学習させてモデルを構築した。動く臓器の3次元動画構築自体は2020年に当研究室にて既に構築済みであったが、AI モデルに患者個別の学習をさせる必要があったため、汎用性を高めるため、2024年のモデルでは患者横断の新モデルを開発した。

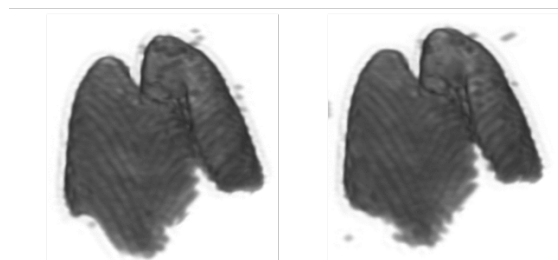


図3 正解の3次元動画(左)と考案したモデル(HD-VRN)による3次元動画(中央)

3. 大規模言語モデル(Large Language Mode: LLM)の原子力保全への応用

現状の原子力発電所の保全計画作成は、設備構成要素・保全対象・故障モード表・保全方式を参照し、さらに過去の保全計画書・是正措置・過去の失敗事例などを入力情報とし、熟練者を含む保全担当者らが数か月の月日をかけて立案しており、保全業務全体の中でも作業に要する負荷が大きい。このため、過去の保全計画書や手順書、その他の関連文書を大規模言語モデル(LLM)に学習させ、新規の保全計画書や手順書を自動生成させるための AI モデルを開発中である。

4. おわりに

AI の実用化には、モデルの開発もさることながら、潤沢な学習データの存在も重要である。そして、実は原子力は、その潤沢な学習データを豊富に保有する数少ない業界の一つである。そのため、突破口が開きさえすれば、原子力でこそ AI が大いに花開くと確信している。

*Kazuyuki Demachi¹

¹The Univ. of Tokyo

Planning Lecture | Board and Committee : Fukushima Support Project

📅 Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏢 Room C(Recture RoomsA 1FA105)

[1C_PL] Progress on the Lifting of Restrictions in Difficult to Return Zones

Chair:Reiko Fujita(Fukushima Support Project)

[1C_PL01]

Past Efforts and Future Challenges in the Reconstruction of Fukushima

*Satoru Toyomoto¹ (1. Cabinet Office)

[1C_PL02]

General discussion

福島特別プロジェクトセッション

(1) これまでの福島復興の取組と今後の課題

(1) Fukushima reconstruction efforts to date and future challenges.

*樋本 諭¹¹ 内閣府原子力災害現地対策本部

1. これまでの福島復興の取組と今後の課題（内閣府原子力災害現地対策本部）

福島の原子力災害からの復興・再生は政府の最重要課題であり、これまで関係省庁が連携し、福島県の市町村に出された避難指示の解除に向けた取り組み及び当該地域における復興・再生に向けた施策を進めてきた。買い物、医療・介護等の生活環境の整備を始め、復興が進むにつれて新たに生じる多様な課題やニーズにきめ細かく対応するため、新たな地域づくりに資する施策を着実に進めるとともに、近時は、ご帰還されたい住民の方々が安全・安心にご帰還できる取り組みも進めている。本講演では、震災後から現在に至るまでの福島復興の取組と、今後の課題について紹介する。

*Satoru Toyomoto¹¹ Local Nuclear Emergency Response Headquarter, Cabinet Office

📅 Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏢 Room C(Recture RoomsA 1FA105)

[1C_PL] Progress on the Lifting of Restrictions in Difficult to Return Zones

Chair:Reiko Fujita(Fukushima Support Project)

[1C_PL02] General discussion

Seven years have passed since the evacuation orders outside the Difficult-to-Return Zones were lifted, and the environment for residents to return is gradually being established, particularly in the specified reconstruction and revitalization bases. However, it will still take considerable time before the full lifting of restrictions in the difficult-to-return zones. Nevertheless, by advancing the decontamination in areas outside the specified reconstruction and revitalization bases, the number of areas where residents can return is increasing. It is considered important for the members of the Atomic Energy Society of Japan to accurately recognize the current status of these efforts, as this will help guide a positive response as an academic organization. In this session, we have invited officials from the Nuclear Disaster Headquarters of the Cabinet Office to provide an overview of the past developments, current status, and future policies at the national level, as well as to share related information.

Planning Lecture | Technical division and Network : Reactor Physics Division

📅 Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏢 Room
D(Recture RoomsA 1F A106)

[1D_PL] Current status and issues of legacy systems

Chair:Yasuhiro Kodama(NFI)

[1D_PL01]

Current status and issues of black-boxed legacy systems

*Kenichi Tada¹ (1. JAEA)

[1D_PL02]

Knowledge transfer and skills training for legacy systems

*Satoshi Takeda¹ (1. Osaka Univ.)

[1D_PL03]

Code Development Innovation in the AI Era

Evolving from Legacy Systems and Nurturing Next-Generation Talent

*Masahiro Tatsumi¹ (1. NEL)

[1D_PL04]

Discussion

All Presenters

炉物理部会セッション

レガシーシステムの現状と課題

Current status and issues of legacy systems

レガシーシステムのブラックボックス化の現状と課題

Current status and issues of black-boxed legacy systems

*多田 健一¹¹JAEA

計算コード開発と利用の観点からブラックボックス化の現状と課題についてまとめた。なお、ブラックボックス化というと既に開発者がいないコードを指すことが多いが、ここでは、国内において、コードの詳細を理解している人が少ないコードをブラックボックス化したコードとみなす。

1. ブラックボックス化したコードと同等の機能を持つコードの新規開発

ブラックボックス化したコードの新規開発の例としては、核データ処理コードがある。核データ処理は、評価済み核データと放射線輸送計算コードを繋ぐ重要な役割を担っているものの、世界的にも核データ処理に精通した研究者・技術者は少ない。開発されているコードも限られており、我が国では長年に渡って LANL の NJOY や IAEA の PREPRO が使われてきた。しかし、これらのコードに携わる開発者は限られている。PREPRO は元 LLNL の Red Cullen 氏が退職後も長年に渡ってメンテナンスをしているが、後継者は育っていない。NJOY の後継者はいるものの、ほぼ一人でメンテナンスしている状況であり、十分な開発体制が構築できているとは言い難い。

核データ処理コードについては、筆者が中心となって国産の核データ処理コードを新規に開発することになり、FRENDY Version 2 で多群断面処理までが可能となった。FRENDY の開発は、従来の核データ処理の問題点が明らかになるなど、研究要素もあったお陰で順調に進んでいる。しかし、FRENDY の開発を開始するにあたっては、多くの苦労があった。また、開発が継続できたのは、ひとえに炉物理分野や核データ分野の関係者の手厚いサポートと応援のお陰である。核データ処理コードのように、ブラックボックス化したコードを復活させるには、多くの労力とユーザーの継続した応援が必要となる。

ブラックボックス化してしまったコードの新規開発に必要な要件をまとめると、次の通りになる。

- (1) 上層部を納得させられるだけのコード開発の重要性の説明
- (2) 産業界や大学など、ユーザー側の応援
- (3) 研究要素や論文作成の見通し
- (4) オープンソース化
- (5) コード開発ができる若手の育成

なお、(3)については JAEA に特有の問題かもしれない。JAEA で若手にコード開発を担当させるためには、若手の博士号取得や昇進を考えて、論文を書ける見通しを示す必要がある。

上記の項目はどれも要素であるが、個人的には(4)と(5)が重要と考えている。オープンソース化により、開発者の増加が期待できるし、仮に開発が停止しても誰かが引き継いでくれる可能性がある。核計算コードのように輸出管理上の問題があるコードはともかく、基礎基盤技術についてはオープンソース化が世界的な主流となっており、オープンソース化されていないコードは使われなくなっていくと思われる。

また、実際の開発は将来的なメンテナンスを考慮しても若手が行うことが望ましく、コード開発ができる若手をいかに育成するか、またいかにこのコードの開発が面白いと思ってもらえるか、に成否がかかっていると言っても過言ではない。若手にコード開発に取り組んでもらう上での課題は、コードのノウハウ部分の

* Kenichi Tada¹¹JAEA

技術伝承と、Fortran で書かれ、GOTO 文が多用されているスパゲッティコードを読み解くことの二点である。これらの内、後者のコードの読み解きについては、OpenAI 社の ChatGPT を始めとした生成 AI の登場により、かなりの部分が自動化できていると考えている。そのため、重視すべきは前者のノウハウ部分の技術伝承になる。ノウハウ部分の技術伝承については、文章化を行うことが最も重要である。例えば FRENDY では、核データ処理に関する計算手法の詳細を JAEA レポートにまとめている。幸いなことに、JAEA 内では核データ処理コードだけでなく、長年に渡って後継者不在の状況が続いていた燃焼計算コード (SWAT-X) や炉心解析コードの開発がスタートしつつある。これらのコードを公開するだけでなく、コード開発を通じて得たノウハウを JAEA レポートの形で残すことで、脱ブラックボックス化に貢献していきたい。

2. ブラックボックス化したコードの利用

NJOY や PREPRO のような核データ処理コードや、SRAC のような多群輸送計算コードでは、一子相伝の秘伝のタレのような入力設定値が存在しており、設定根拠も曖昧なまま使われ続けるということがよくあった。このようなよく分からない入力設定値があると、ユーザーが意図した入力になっておらず、計算結果がおかしくなる可能性がある。計算結果が明らかにおかしい場合には入力が間違っていることに気付けるが、実効増倍率が 1~0.1% ずれるといった計算結果が正しいかどうか判断しづらい微妙な差異の場合、入力の間違いに気づけずに、誤った入力のまま解析を続けてしまう可能性がある。

このように、既存の計算コードを利用する際にも、注意すべき点が多数存在する。しかし、ユーザー全てがコード開発者と同等の知識を持つことは現実的に不可能である。そのため、計算コードをユーザーが意図通りに実行させるためには、

- (1) 計算コードを修正して入力のチェック機能を拡充する
- (2) 入力を自動生成するインターフェースを整備する

の二通りの対策が考えられる。(1)は FRENDY など、現在開発しているコードに対しては非常に有効な方法である。しかし、ブラックボックス化した計算コードに対しては、ソースコードに新たなバグを仕込む危険性があり、困難である。そのため、(2)のインターフェースの整備が現実的な対応である。

JAEA では、様々な計算コードを自動的に実行するための汎用炉心解析システム MARBLE や、マルチフィジックスプラットフォーム JAMPAN を整備している。これらのシステムには、核計算コードの入力を自動生成する機能が実装しており、これらの機能を活用するのも一つの手かもしれない。

また、生成 AI で入力を自動生成させるために、教師データとなるようにサンプル入力データを増やすというのも今後は重要になってくるかもしれない。

3. 結論

ブラックボックス化したコードに対する対策として、コードのノウハウ部分の文章化と、入力を自動生成するインターフェースの充実化を挙げた。これらの対策を行うことで、仮にコードに詳しい人がいなくなったとしても、技術力を維持することが期待できる。

しかし、近年の生成 AI の発展はすさまじく、今後数年で今までの常識が通用しなくなってしまう可能性がある。そのため、上述した対策を行いつつ、生成 AI について理解を深め、ブラックボックス化したコードへの対策に生成 AI を活用することを本格的に考えていく必要がある。

炉物理部会セッション

レガシーシステムの現状と課題

Current status and issues of legacy systems

レガシーシステムと技術伝承・人材育成

Knowledge transfer and skills training for legacy systems

*竹田 敏¹¹ 大阪大学

原子力分野におけるレガシーシステムの課題の一つとして、技術伝承と人材育成の困難さが挙げられる。本稿では、原子炉物理に関する研究を行う一部の大学教員のアンケート結果もふまえ、大学における研究室レベルでの技術伝承の現状と課題、さらには大学でのプログラミング教育の実態と展望についてまとめる。

1. 大学の研究室における技術伝承の現状

大学の研究室では、多くの学生が数年から5年程度で入れ替わるため、学生のノウハウも含めた技術伝承が大きな課題となっている。伝承する情報は研究室運営に関する内容から研究で用いたプログラムまで多岐にわたる。これらの情報を効果的に伝承するために、原子炉物理に関する研究を行う一部の大学教員にアンケートを実施した。

研究活動に関する一般的な情報共有・技術伝承としては、計算機利用に関するマニュアルの整備、研究室内での勉強会の実施、研究室アーカイブの構築と定期的な更新が確認された。しかし、情報の断片化が問題となっている。ネットワーク HDD などの活用により多数の学生の情報を共有することは可能であるが、膨大なデータを未加工のまま全て共有するのは難しく、検索性の観点からデータの圧縮や整理が必要である。データの圧縮や整理はデータの欠損につながる可能性があるため、バランスを踏まえた情報の整理が重要である。著者の所属する研究室では、研究室内ポータルサイトを設け、研究室運営に関する特に重要な情報を共有している(図1)。一見、このように管理された情報共有は効果的だが、管理者の継続的な対応、共有する情報の取捨選択に伴う情報の断片化は課題となる。



図1 研究室内ポータルサイト例

* Satoshi Takeda¹¹ Osaka University

個別研究・プログラムの情報共有・技術伝承に関する課題も存在し、特にプログラムの背景にある理論や開発過程での試行錯誤の経験を十分に伝えるのは難しい。各大学では、卒業論文や修士論文、プログラムコードへのコメント追加、引継ぎ資料の作成などの方法による引継ぎが採用されているが、開発者の意図を完全に伝えきれない場合がある。特にレガシーシステムの場合、過去の開発経緯や手法の選定理由が不明確になりやすく、システムの維持や改良が困難になる。また、学生が自身の研究で活用したプログラムは専門性が高いため、その知識や技術を次の世代に効果的に伝承することが難しい。研究の継続性を保ちながら、新しい視点や手法を取り入れるバランスも課題となっている。

さらに、オープンな情報共有と機密情報保護のバランスも重要な課題であり、特に大学外部との共同研究や産学連携の際に複雑化する。これらの課題に対して、効果的な文書管理方法の適用、バージョン管理システムの適切な活用、フォルダのアクセス権の管理など、様々な対策が考えられる。それぞれの研究室や研究テーマの特性に応じ、柔軟な管理方法を検討することが重要と考えられる。

2. 大学におけるプログラミング演習の実情

現状として、多くの大学では1-2年次で基礎的なプログラミング教育を実施し、3-4年次および大学院で専門的な数値計算演習を行っている。近年の傾向として、内容自体は大きく変わっていないにもかかわらず、学生にとってのプログラミングの難易度が上がっているという報告が複数あった。また、複数の大学で、C言語からPythonへの移行が検討されているが、既存のカリキュラムや教材との整合性をどのように取るかが課題となっている。

一方で、近年の生成AIの発展に伴い、プログラミングのスキルを習得していなくてもプログラムを作成できる学生が増えている。しかし、どのような処理を実施すべきかわからない場合は、適切なプロンプトを書くことができず、生成AIが提示したプログラムが意図したものでもなく、そのことに気が付きにくい。そこで、生成AIを活用しつつ、大学での学びを深めるための演習が必要であると考え、大阪大学では生成AIの利用を一部認めたプログラミング演習を開始した。この演習では、生成AIの出力の概要を理解して自身の言葉で説明できること、自身と異なる意見や考えに耳を傾けて議論をできる素地を身に着けることを目標としている。生成AIの躍進は大学でのプログラミング演習を一変させる可能性が高い。技術の進歩をふまえ、プログラミングの背景として用いる理論も含め、大学として学生に身につけさせるべき事柄・素養を吟味する必要があると考える。

3. まとめと今後の展望

アンケートをふまえると、大学の研究室における技術伝承の方法については研究室で大きく異なることが分かった。大学の研究の特色や機密情報の扱いも考慮して、効果的な技術伝承を考えたい。プログラミング演習については、生成AIの利用による可能性と新たな課題に直面している。AI技術がさらに発展する未来を見据えつつ、大学の役割を再考し、演習内容を見直し続けることが重要と考える。

炉物理部会セッション

レガシーシステムの現状と課題
Current status and issues of legacy systemsAI 時代のコード開発イノベーション
：レガシーシステムからの脱却と次世代人材育成Code Development Innovation in the AI Era
：Evolving from Legacy Systems and Nurturing Next-Generation Talent* 異 雅洋¹¹ 原子力エンジ

本講演では、炉物理分野におけるレガシーシステムに関するリスクを分析し、それが技術伝承に与える影響を検討する。抽出した課題に対処するために、AI 技術を活用した革新的な開発アプローチについて考察し、次世代技術者の育成に必要なスキルや学習環境の整備について議論する。最後に、これらの取り組みを実現するための戦略を示す。

1. はじめに

現代の技術社会において、人工知能（AI）の進化は目覚ましく、その応用範囲は多岐にわたる。特に、生成 AI 技術は従来のシステム開発や運用に革命的な変革をもたらす可能性があり、原子力分野においてもその影響は避けられない。本講演では、炉物理分野におけるレガシーシステムに関するリスクを明らかにし、それをどのように克服し、次世代の技術者を育成していくかというテーマについて議論する。

レガシーシステムとは、長年にわたって運用されてきたシステムであり、その設計や実装は古く、現代における技術期待水準に合致しないことが多い。これらのシステムは多くの場合、ブラックボックス化しつつあり、新しい技術者がその内部構造を理解することが困難となり得る状況にある。レガシーシステムの利用、保守や改良、更新には高度な専門知識が必要であり、技術者の育成や技術継承に関して本質的な問題を提起している。

以下では、まずレガシーシステムに関連する具体的なリスクについて指摘する。これには、ブラックボックス化、ドキュメント不足または理解力の不足、そしてノウハウの失伝といった側面が含まれる。その後、これらの問題が技術伝承の困難さや今後の方向性にどのように影響を与えるか分析し、課題を抽出する。次に、課題解決のために、生成 AI 技術を活用した新しい開発アプローチを提案する。生成 AI 技術は、コード解析や最適化、自動化されたドキュメント生成など、多くの分野でその可能性が期待できる。これにより、既存のレガシーシステムに関するリスクを低減するとともに、次世代の技術者が効果的に学び成長するための環境を整えることが可能となる。最後に、次世代人材育成の方向性について議論する。AI 時代においては、技術者には単なるプログラミングスキルだけでなく、AI リテラシーや最新技術への適応力が求められる。これに加え、継続的な学習文化を醸成し、技術者が常に新しい技術を学び続けることが重要である。本講演では、これらの要素を総合的に考慮し、今後の原子力分野の発展に向けた戦略を提案する。

* Masahiro Tatsumi¹¹ Nuclear Engineering, Ltd.

2. レガシーシステムに関するリスクと課題

炉物理分野におけるレガシーシステムについて、ここでは、四半世紀以前に開発され、長年にわたって使用されている解析コードや設計コードとして定義する。これらのシステムは、研究開発や設計業務の品質や効率に重要な役割を果たすため、その利用や保守において想定される問題やリスクを過小評価すべきではない。想定される顕著な問題の一つはノウハウの喪失であり、それに伴うブラックボックス化に関するリスクであろう。多くのレガシーシステムは、その内部構造や実装が複雑(complex)である。また、レガシーシステムの保守にはコードの構造と背景理論を合わせて理解することが求められるが、その技量を高いレベルで維持することは、大きな課題と言える。特に、可変長配列や複雑な制御ロジックで構成されるレガシーシステムを読み解ける技術者は多くなく、維持や更新が難しい状況にある。特定の言語処理系やバージョンに強く依存している場合もあり、異なる環境への移行や検証に多大なコストと時間がかかる可能性もある。これらの古い設計やプラットフォーム依存性は、システムの可用性を制限し、技術の進歩に追随することを困難にしている。

ドキュメントに関する課題も指摘したい。システム開発時の詳細なドキュメントが失われていたり、長年の改修やアップデートにより現状とドキュメントが一致しないケースもあるだろう。ドキュメントに不備があれば、システムの正確な動作や構造の理解が困難になり、メンテナンスやトラブルシューティングの際の障害となり得る。また、コードを開発した世代の退職や転職により、重要な技術的知識や経験が後続の世代に十分に伝えられないリスクもある。

これらの問題は、原子力分野全体に広範な影響を及ぼす可能性があり、特に人材育成の面で課題が生じている。メーカ等ではまだ状況はそれほど深刻化していないかもしれないが、国研や大学においては、大きな課題となりつつある。特に炉物理分野でのコード開発では、原子炉内の物理に関する高度な知識と、それを取り扱うためのプログラミングスキルの両方が必要であるが、この二重の専門性に対する要求のため、新しい人材の確保と育成が困難になっている。さらに、社会的関心の低下や新技術への投資不足により、若い世代の技術者が両方を学ぶ機会が減少しているのではないかと。これが技術革新へのインセンティブ低下につながり、業界全体の停滞を招いているのかもしれない。一方で、AIやデジタル技術の急速な進化により、デジタル分野の技術環境は劇的に変化しており、若い世代からの関心も高い。しかし、原子力分野がこの変化の速度に追いつくには多くの課題があり、技術的なギャップが広がりつつある。また、人員や予算の制限により、新しい挑戦やイノベーションに取り組む余裕が少なくなっており、この状況がさらなる技術的停滞を引き起こしている。

レガシーシステムを利用する立場でも考えてみたい。もし、レガシーシステムがブラックボックス化してしまうと、システムの挙動を正確に理解し、適切に運用することが極めて難しくなっている。特に、入力作成時の不適切な入力操作は、品質面に関わる重大な問題を引き起こす可能性があり、特に汎用的な解析コードにおいて大きなリスクとなり得る。コードの内容を理解できる技術者が減ると、システムの保守や適切な運用がますます困難になりかねない。特に、公開コードの維持管理は大きな課題であり、国の予算不足や人材育成の困難さがこの状況に拍車をかけて、知識伝承の問題も深刻化している。これには賛否はあると思うが、古い技術に関する教育機会が減ることで、重要な技術が失われつつある。これらの知識や経験が、一子相伝的な形で伝承されている実態は非常に問題ではないだろうか。コード開発者が不在となれば、継続的な改良や問題発生時の適切な対処が困難となり、全体としての信頼性の低下につながりかねない。

これらの課題に対処するためには、包括的なアプローチが必要であろう。システムに関する知識を組織やコミュニティ全体で共有し、技術伝承を促進する仕組みを構築することも必要となる。人材育成の面では、プログラミングと炉物理理論の両方に精通した人材を育成するための教育プログラムの開発と、内発的な動機付けを促進する環境整備が求められる。さらに、新しい技術の導入や研究開発への投資を増やし、業界全体の技術力向上を図ることも重要であるが、今までとは発想を変えない限り、実現は非常に厳しいのではないだろうか。

3. レガシーシステムに関するリスクと課題

原子力分野におけるレガシーシステムからの脱却は、単なる技術的な課題ではなく、次世代の人材育成と密接に結びついている。AI 技術の急速な進展は、従来のコード開発と運用の在り方を根本的に変える可能性を秘めており、これを積極的に活用することで、長年の課題解決への道が開かれるのではないかと期待する。つまり、AI を単なる自動化ツールとしてではなく、人間の能力を強化する学習ツールとして位置付けることで、システムの開発と維持が大幅に効率化される可能性がある」と筆者は考える。特に、生成 AI の登場により、コード分析や最適化、自動化されたドキュメント生成など、さまざまな分野での応用が期待されている[1]。2023 年 4 月に登場した GPT-4 や、その後継となるモデルは、開発者の強力な支援ツールとして広く利用されており、Github Copilot や Cursor エディタのような先進ツールを積極的に活用することで、開発効率を飛躍的に向上させることが可能となっている。そのため、次世代の技術者には、従来のプログラミングスキルに加え、AI に関する深い知識が求められる。プログラミングは、もはや単なるコーディング作業ではなく、AI を用いて問題を解決するための適切な指示を出すことを含むものとなっており、その傾向は今後さらに加速する。生成 AI の登場により、プログラミング不要論が一部で提唱されることがあるが、実際にはシステム全体を見据えたプログラミング、あるいはプログラミング的思考の重要性ますます高まっていく。これは、AI が自動化できる部分が増えても、問題解決のための創造的な思考や、システムの設計・運用における判断力は、しばらくの間は人間にしかできないと予想されるためである（ただし、人間に優位性がある期間はそれほど長くないかもしれないが）。AI 時代のプログラミングは、単なるスキルセットではなく戦略的な思考と融合したものとなるだろう。そのため、今後はマインドセット面の教育や教育アプローチ自体の変革が求められるだろう。

技術の進化は今後さらに加速していくため、技術者は継続的に学び続けることが必須となる[2]。とりわけ、最新の技術に触れたり、実際に試してみるものの価値がよりいっそう高まる。自身で新しい技術やツールを試し、それらの手触りを感じることで、技術者は自分自身のスキルと感性を磨くことができるからである。また、これからの時代には、AI 等の最新技術を駆使してシステム全体を設計・構築する能力を持つ「アーキテクト」タイプの人材が求められる。彼ら彼女らには技術的なスキルに加え、さまざまなステークホルダーの視点を同時に持ち、システムがどのようにして最大の価値を提供できるかを考えることが求められる。炉物物理分野のみならず、原子力業界全体の技術力をさらに向上させるためには、このようなアーキテクト人材の重要性を十分に認識し、育成に必要なリソースの確保を行うことが不可欠である。とはいえ、自前で技術者を育成できる組織は限られているため、産官学で連携し、デジタル世代の原子力技術者を育成することが肝要となる。短期的には、技術者の AI リテラシーを向上させ、現場での AI 活用を推進することが目標となる。これには、AI ツールの導入や教育プログラムの提供が含まれる。また、若手技術者が経験を積むための機会を増やすことも重要である。長期的には、原子力分野全体で AI 技術を活用し、より効率的で安全なシステムを構築することがビジョンとなる。これは、新しい技術に対応できる柔軟な教育システムの構築や、業界全体での協力体制の確立が必要である。また、技術者が継続的に学び続けるための文化を醸成し、技術革新に適応できる人材を育成することが求められる。

レガシーシステムからの脱却は、単にシステムを刷新するだけでは達成できない。次世代の技術者を育成し、AI を中心とした新しい技術環境に適応できる人材を生み出すことが、真の意味での脱却につながる。この変革は容易ではないが、日本の原子力産業が国際競争力を維持し、安全で効率的なシステムを構築するためには避けて通れない道である。AI の利点を最大限に活かし、人間の創造性と判断力を融合させた新しい開発・運用体制を構築することが、今後の原子力分野における重要な課題となるだろう。

4. おわりに

本稿では、原子力分野におけるレガシーシステムの問題点と、AI 時代における次世代人材育成の重要性について議論してきた。課題に対する短期的な戦略として、以下の3の方策を提案したい。

1. レガシーシステムに係る現状認識：

ブラックボックス化、ドキュメント不備、ノウハウ喪失といった問題を正確に把握し、その影響を認識する。各組織での取り組みはもちろんのこと、さまざまな枠組みで活発に議論をおこなう。

2. AI 技術の積極的活用：

AI を単なるツールとして活用するだけでなく、システムの理解や開発・運用の基本インフラとして活用する。AI 活用を前提とした、これまでとは異なるアプローチでの設計開発手法を採用することで、従来手法に比べ効率と品質を飛躍的に向上させる。

3. 次世代人材育成の基盤づくり：

AI リテラシー、プログラミングスキル、継続的学習能力を備えた人材の育成が不可欠であり、とりわけ、全体を俯瞰できるアーキテクト人材の育成が急務である。これには、高等教育機関での教育システムの段階的変革や、産学連携の教育基盤の構築を通じて実施する。

また、さらに長期的な内容としては、以下の方針が重要と考える。

4. 先進技術の活用に関する組織文化の醸成：

技術革新に対する柔軟な姿勢、とりわけ AI 技術の活用を前提とした取り組みと、継続的な学習を奨励する文化を醸成していく。

5. 長期的ビジョンの策定と積極的な人材開発投資：

原子力分野全体で AI 技術を活用し、より効率的で安全なシステムを構築するための長期的なビジョンを明確にする。また、ビジョンを実現するために重要となる人材開発に積極的に投資する。

これらの取り組みを通じて、レガシーシステムの問題を克服し、AI 時代に適応した原子力分野の発展を目指すべきと考えるが、この変革には時間と努力が必要である。しかし業界全体が協力し、積極的に新しい技術と人材育成に投資すれば、有効な取り組みが可能となるのではないか。今後は、これらの提案を具体的な行動計画に落とし込み、段階的に実施していくことが肝要となる。また、定期的に進捗を評価し、必要に応じて戦略を微調整するアジャイルな姿勢も必要であろう。AI 時代の到来を恐れるのではなく、それを機会として捉え、積極的に活用していくことが、持続的な発展には必要ではないだろうか。

参考文献

[1] 総務省、令和6年版 情報通信白書 (2024)

[2] 内閣府、世界経済の潮流 2024 年I「AI で変わる労働市場」 (2024)

Planning Lecture | Technical division and Network : International Nuclear Information Network

📅 Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏢 Room
G(Recture RoomsB 1F B101)

[1G_PL] Activities of EGSMR (Expert Group on Small Modular Reactors)

Chair:Kazuaki Kito(HGNE)

[1G_PL01]

Activities of EGSMR (Expert Group on Small Modular Reactors)

*Takeshi Takeda¹ (1. JAEA)

海外情報連絡会セッション

EGSMR（小型モジュール炉に関する専門家グループ）の活動

Activities of EGSMR (Expert Group on Small Modular Reactors)

*竹田 武司¹¹ 日本原子力研究開発機構

1. はじめに

日本の原子力研究開発における政策対応には、国際連携による 2030 年までの小型モジュール炉（SMR）技術の実証が盛り込まれている。OECD/NEA の原子力施設安全委員会（CSNI）は、SMR の安全性への影響評価を支援するため、2021 年 6 月に EGSMR（SMR に関する専門家グループ）を招集した。この EGSMR の成果物として CSNI Technical Opinion Paper No. 21（TOP-21）[1]が 2023 年 10 月に発行された。本セッションでは、EGSMR 参加国へのアンケート調査を基に TOP-21 で特定された SMR の安全性に係る 4 つの関心領域と CSNI への推奨活動を概説する。また、TOP-21 のベースとなる情報として、アンケートに対する日本の主な回答を示し、SMR の研究開発を中心とした日本の取り組みを紹介する。詳細は文献[2]を参照されたい。

2. EGSMR 参加国へのアンケートの狙いと日本の対応体制

EGSMR は、SMR に関心を持つ CSNI 参加国（15 か国：ベルギー、カナダ、チェコ、仏、独、イタリア、日本、韓国、オランダ、ノルウェー、スペイン、スウェーデン、スイス、トルコ、米）と国際機関（IAEA と EC）のメンバーから構成される。また、EGSMR の任務には、参加国の SMR の安全性研究のニーズを評価すること、参加国から特定された知識のギャップや安全性の課題に対処するための推奨活動を CSNI に対して提示することが含まれる。そのため、参加国の SMR の導入や研究活動に関する最新情報の収集を主目的として、2022～2023 年の数回に渡り、以下の狙いに則した EGSMR のアンケートへの回答が求められた。

- (1) 1 回目のアンケートの狙い：SMR の導入を支援するための SMR の安全性に係る関心領域を特定する。
- (2) 2 回目のアンケートの狙い：CSNI への推奨事項をレビューし、改善する。
- (3) 3 回目のアンケートの狙い：SMR の安全性に関する実験装置や国内または多国間プロジェクト、既存の現象に対する重要度ランク表（PIRT）に係る情報を収集する。

著者が日本における EGSMR の窓口を担当し、日立 GE ニュークリア・エナジー㈱、三菱重工業㈱、日本原子力研究開発機構の高速炉サイクル研究開発センター及び高温ガス炉研究開発センターの協力のもと、アンケートへの回答を作成した。

3. TOP-21 で特定された SMR の安全性に係る 4 つの関心領域と CSNI への推奨活動

EGSMR では、様々な冷却材や原子炉サイズを備えた SMR を水冷却型 SMR と革新型 SMR（高温ガス炉や高速炉等）に大別している。EGSMR 参加国へのアンケート調査では何れの SMR への関心が高かった。調査結果を基に TOP-21 で特定された SMR の安全性に係る 4 つの関心領域と CSNI への推奨活動を以下に示す。

- (1) 規制の調和：SMR に関する規制活動は、主に原子力規制活動委員会（CNRA）により対処されるが、CSNI は SMR の規制上の安全評価に対する技術支援を行う。
- (2) 横断的な安全課題：(i)受動的安全機能が多層の防護レベルで使用される場合の深層防護の適用、(ii)革新的設計のための確率論的安全評価、(iii)SMR の燃料安全性、(iv)人的要因（遠隔操作を含む）、(v)緊急時計画区域（EPZ）と SMR の緊急対応要件、(vi)複数基/複数モジュールの側面で安全性に与える影響、(vii)燃料装荷済みのモジュール及び可搬型/浮体式 SMR の輸送、(viii)関連するプロセス利用（水素製造とプロセス熱）を含む安全課題に対して、関連する CSNI の作業部会等により検討・評価する。
- (3) 実験実施のためのキャンペーン：実験は、SMR の安全性を実証するうえで不可欠であり、知識のギャップの特定や既存の実験データの活用等に対して CSNI は支援を行う。
- (4) 計算コードの検証と妥当性確認（V&V）のベンチマーク：適格なモデル/分析ツールは、SMR の安全評

価において重要であり、CSNI の計算コードの検証マトリックス（CCVM : CSNI Code Validation Matrix）のレビュー・更新等の活動を通じて支援を行う。

4. EGSMR のアンケートに対する日本の主な回答

4-1. ナトリウム冷却高速炉（SFR）の実用化に必要な技術と現状の主なギャップ

SFR の実用化に必要な技術と現状の主なギャップには、(i)経済性向上を狙い、高燃焼度を達成するための酸化物分散強化型被覆管の量産技術の開発と照射データの取得、(ii)事故を含めた高温耐性を有する構造材料のデータの整備、(iii)原子炉容器のコンパクト化を可能とする液体金属ナトリウムの熱流動評価技術の開発、(iv)耐震性向上のための免震装置の技術開発、等が含まれる。

4-2. SMR と関連する熱利用施設との相互接続に関する安全上の影響

日本原子力研究開発機構は、水素製造施設の接続に係る HTTR（高温工学試験研究炉）の許認可を通じて、日本の産業界からの要望に応えるため、水素製造施設への一般産業法規（高圧ガス保安法）の適用を可能とする高温ガス炉の安全設計を確立する計画である[3]。また、水素製造施設を高圧ガス保安法とその下での技術基準に基づいて設計・製作及び管理するうえで考慮すべき事象を明らかにするとともに、水素製造施設の異常が原子炉施設に与える影響は、外部事象として原子炉等規制法の下で評価する計画である[4]。

4-3. SMR 設計への実験データの有効利用

SMR の安全評価を実施するうえで、広範な条件の実験データによる計算コードの予測性能の妥当性確認が不可欠である。また、水冷却型 SMR と革新型 SMR に関連する受動的な安全系等を模擬した熱水力実験装置による実験を通じて、関与する熱水力現象の解明が必要である。さらに、EGSMR 参加国で所有している熱水力実験装置は、参照炉とのスケール比が異なり、スケーリング手法も異なることが考えられる。これらの熱水力実験装置を利用した実験データのうち、公開データベースで情報を共有し、集約・比較することで、着目する現象のスケーラビリティに対する方法論について検証することが望ましい。

5. TOP-21 の発行に基づく EGSMR の任務の見直し

TOP-21 の発行を基に、2024 年 4 月～2026 年 4 月における EGSMR の任務が以下のように見直された。

- (1) 水冷却型 SMR と革新型 SMR に関連する CSNI の活動を支援する。
- (2) 多くの設計に共通な安全上の課題に焦点を当て、SMR の安全性に関する知識のギャップに対して優先順位を付けるとともに、そのギャップに対処するための CSNI への推奨事項を提供する。
- (3) CSNI の作業部会（WGAMA、WGHOF、WGFS 等）と協力し、新たな課題を予測して対処するための CSNI の関連活動を組織する。また、CNRA の作業部会（WGNT 等）との調整・協力の場を提供する。さらに、SMR の安全設計を支援するために必要な実験プログラムと幾つかの主な実験装置を特定する。

6. まとめ

EGSMR の TOP-21 で特定された SMR の安全性に係る 4 つの関心領域と CSNI への推奨活動を概説した。また、EGSMR のアンケートに対する日本の主な回答として、SFR の実用化に必要な技術と現状の主なギャップ、SMR と関連する熱利用施設との相互接続に関する安全上の影響及び SMR 設計への実験データの有効利用を紹介した。最後に、TOP-21 の発行を踏まえて見直された EGSMR の任務を説明した。

参考文献

- [1] NEA, CSNI Technical Opinion Paper No. 21, NEA No. 7660, 2023, 79p.
- [2] Takeda, T., Shibata, T., JAEA-Review 2024-040 (in press).
- [3] Shibata, T., et al., Nuclear Engineering and Design, 398, 2022, Article ID 111964, 4p.
- [4] 青木 健 他, JAEA-Review 2022-016, 2022, 193p.

*Takeshi Takeda¹

¹Japan Atomic Energy Agency

Planning Lecture | Technical division and Network : Computational Science and Engineering Division

📅 Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏢 Room
H(Recture RoomsB 1F B102)

[1H_PL] Pioneering the Future of Nuclear Science -Exploring Potential of AI and Large-scale Language Model-

Chair:Masahiko Okumura(JAEA)

[1H_PL01]

AI and Its Societal Impact

*Fujio Toriumi¹ (1. UTokyo)

[1H_PL02]

Toward Quality Management of AI Systems using Large Language Models.

*Koichi Konishi¹ (1. AIST)

[1H_PL03]

Trends in AI Applications in the U.S. Nuclear Industry

*Yuta Konno¹ (1. JANUS)

計算科学技術部会セッション

原子力産業の未来を拓く： AI・大規模言語モデルの可能性

Pioneering the Future of Nuclear Science: Exploring Potential of AI and Large-scale Language Model

(1) 人工知能技術とその社会影響

(1) AI and Its Societal Impact

*鳥海不二夫¹¹ 東京大学

1. 概要

2010年代の第3次人工知能ブームを経て、2022年から始まった生成AIブームは社会に大きなインパクトを与えている。AIや人工知能に言及されたニュースがない日はなく（図1）、日々新しい技術が発表されている。

一方でその情報量の多さから全体像を把握することは極めて難しい。

本講演では、現在の大規模言語モデル等生成AIを含む人工知能技術とその社会的影響について述べる。

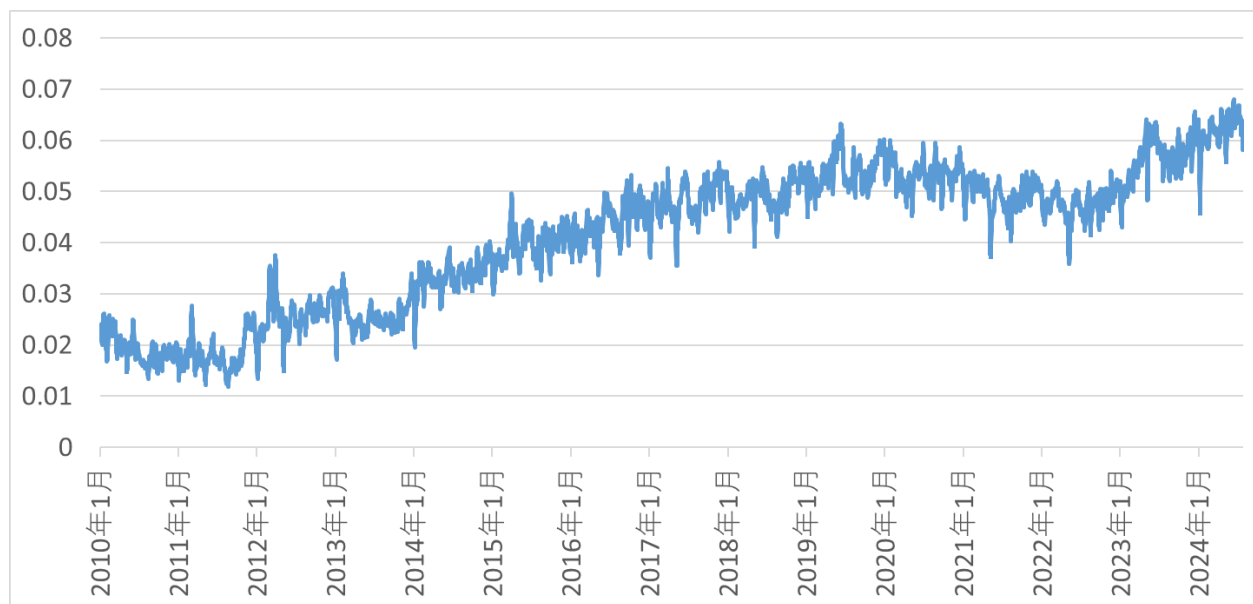


図1 ニュースサイトにおけるAI,人工知能関連ニュースの割合（CeekNewsより）

*Fujio Toriumi¹

¹The University of Tokyo

計算科学技術部会セッション

原子力産業の未来を拓く：AI・大規模言語モデルの可能性

Pioneering the Future of Nuclear Science:

Exploring Potential of AI and Large-scale Language Model

(2) 生成 AI の品質マネジメントに向けて

(2) Towards Quality Management of Generative AI

*小西 弘一¹, 中島 震¹, 妹尾 義樹¹, 大岩 寛¹¹ 国立研究開発法人産業技術総合研究所

1. はじめに

AI 技術が発展を続けている。2010 年代にはビッグデータとディープラーニングが大きな注目を集め、製造ラインでの異常検知や、医療画像診断など、事業現場でのプロセスの最適化や自動化への期待が高まった。2020 年代に入ると生成 AI が発展し、画像生成や自然言語処理を誰でも気軽に利用できるようになった。その結果、企画業務やスタッフ業務を含む広範囲の業務に AI を適用することへの期待が高まっている。

AI が幅広い業務に使われるようになると、AI の動作が人の命や人生などに重大な影響を持つ場合も現れる。そのような場合に使われる AI には高い品質が求められる。AI 以前のソフトウェア（以下「従来ソフトウェア」と呼ぶ）に対しては、ソフトウェア工学からの知見が蓄積されており、期待品質を達成するための方法論が確立されている。しかし、AI、特に最近の主流の機械学習に基づく AI は、従来ソフトウェアとは異なる特性を持つ。そこで、AI 品質マネジメントを行うには、従来ソフトウェアとは異なるアプローチが必要になる。さらに、生成 AI は、それ以前の機械学習に基づく AI(以下「従来 AI」と呼ぶ)とも異なる特性を持ち、従来 AI 向けの品質マネジメント手法がそのままでは適用できない。

従来ソフトウェア、従来 AI、生成 AI を品質マネジメントの対象として扱う時、これら 3 種類のソフトウェアにはそれぞれ異なる特性と課題が存在する。本稿ではその特性の違いとそこから生じる品質マネジメント上の課題を簡単に解説した後、従来のソフトウェアと従来 AI については既存の解決策を説明し、生成 AI については現在検討中の解決策の概略を述べる。

2. 従来ソフトウェア、従来 AI、生成 AI の違い

2-1. 従来ソフトウェア

従来ソフトウェアでは、その全ての機能を人間の設計者が定める。開発目的あるいは要件に基づいて機能仕様を明確に定め、それに基づいて開発と検査を行い、設計通りに作動するようにする。

2-2. 従来 AI

従来 AI は、機械学習を用いて、特定のタスク、例えば画像認識や予測を行う。その特徴は、機能仕様を人間が定めるのではなく、データから帰納的に得る点にある。例えば、画像中に写っている猫を検出してその位置を特定する、猫画像認識タスクは、人間であれば幼い子供でも簡単に行える。しかし、どのような画像であれば猫と判断するか、を機能仕様として定めることは難しく、ほとんど不可能である。なぜなら、一口に猫といっても多種多様な猫がいて、その全てに当てはまり、かつ猫でないものには当てはまらない条件を明示的に記述するのが難しいからである。機械学習を用いる従来 AI の利点は、このような、人がやり方を説明できないタスクを実行する機能を多数のデータから自動的に獲得¹できる点にある。

2-3. 生成 AI

生成 AI は、テキストや画像を生成する能力を持ち、従来 AI とは異なる新しい可能性を広げる一方、新た

¹ 獲得した結果は、機械学習に用いる計算式やニューラルネットワーク等の構造のパラメータの値に表れる。この計算式またはニューラルネットワーク等と、そのパラメータを合わせたものを機械学習モデル、または AI モデル、あるいは単にモデルと言う。

な課題をもたらしている。生成 AI がどのようなテキストや画像を生成するかは、利用時に与える入力によって大きく変わる。入力次第で、要約や翻訳等の自然言語処理、訓練時に獲得した知識の情報検索、人間向け資格試験の回答の作成、などの様々なタスクを実行することができる。

生成 AI の出力は高い表現力を持つ。テキストや画像などの形で、極めて多様な内容を表現することができる。その結果、従来 AI になかった問題を引き起こすことがある。例えば、学習用データセットに含まれていたコンテンツをそのまま出力に再現することがあり、これは著作権やプライバシーを侵害する可能性がある。また幼い子供が利用する場合など、利用の仕方によっては不適切な内容を出力する恐れがある。

また、多くの企業にとって、生成 AI は他社が開発したモデルを利用して開発するのが現実的である。高性能の生成 AI モデルは巨額の費用と時間をかけて開発されており、その開発を行うことができる企業数は全世界でもごくわずかである。

3. 従来ソフトウェア、従来 AI、生成 AI の品質と課題

3-1. 従来ソフトウェアの品質

従来ソフトウェアの品質とは、その動作が、設計者が定めた仕様に合致することであり、合致するかどうかをテストすることにより評価できる。この背景には、設計者は正しい、もしくは、正しく設計することは可能である、という前提がある。この前提によれば、設計者は、従来ソフトウェアの用途や利用シナリオやそれに基づくビジネスモデルから、従来ソフトウェアの要件を導出でき、さらにその要件を満たすようにソフトウェアの構成や機能仕様などを正しく定めることができる。また、この前提から、設計者が定めた仕様通りに、ソフトウェアが動作すれば、想定した用途や利用シナリオに役立つと期待できる。

3-2. 従来 AI の品質と課題

従来 AI には、従来ソフトウェアの品質マネジメントがそのまま適用できない。従来 AI には、人が明確に定めた機能仕様がなく、また機械学習により獲得された機能の仕様を人は解釈できないので、従来 AI の動作が仕様に一致するかどうかをテストすることが難しい。したがって、従来ソフトウェアのように、動作が仕様と一致する度合いとして品質を評価することができない。これが従来 AI の品質マネジメントに関する課題であった。国立研究開発法人産業技術総合研究所（以下「産総研」と呼ぶ）は、この課題の解決に 2018 年から取り組み、2020 年に機械学習品質マネジメントガイドライン[1]（以下「ガイドライン」と呼ぶ）の初版を公開して、従来 AI 向け品質マネジメント手法を提示した。

ガイドラインが提唱する手法では、従来 AI の機能仕様ではなく、従来 AI が達成すべき品質とその目標レベルにまず着目する。従来 AI の用途や利用シナリオやビジネスモデルから、従来 AI が備えるべき品質が安全性なのか、平均的に高い正確性なのか、公平性なのか、などを見極め、さらにその品質ごとの目標レベルを定める。これらの品質をガイドラインでは「外部品質」²と呼び、5 種類を定義し、品質の高さについて、それぞれに 3～7 段階の目標レベルを設定している。

一方、こうして定めた目標を達成する手段として、従来 AI の仕様や動作ではなく、従来 AI のライフサイクルに現れ、外部品質に直接影響する、いくつかの事項に着目する。具体的には、問題領域、データセット、モデル、プログラム、そして運用である。これらの事項に関わる特性を評価・改善の対象と捉える。この特性をガイドラインでは「内部品質」と呼び、合計 14 個の内部品質を定義している。

あらためてまとめると、ガイドラインが提唱する手法では、従来 AI の用途から必要な外部品質とその目標レベルを見極め、内部品質の評価・改善を行うことでその目標を達成する。

3-3. 生成 AI の品質と課題

生成 AI には、ガイドラインが提唱する従来 AI の品質マネジメントがそのまま適用できない。まず、生成 AI には部品として生成 AI モデルが必要になるが、生成 AI モデルは多くの企業にとって他社の開発成果物を利用するものであり、その開発における品質マネジメントに関与できない。また、生成 AI モデルは利用時に

² ガイドラインでは、従来 AI を利用するシステム全体の品質と、そのシステムの構成要素の品質を区別し、前者を「利用時品質」、後者を「外部品質」と呼ぶ。構成要素には従来ソフトウェアで実現されるものと、主に従来 AI で実現されるものがあり、後者を特に「機械学習要素」と呼ぶ。システムの用途や利用シナリオから必要な利用時品質を導出し、そこから機械学習要素が持つべき外部品質を導出することは、従来ソフトウェアの設計として実施できる。

与える入力によってさまざまな用途や利用シナリオで使えるので、生成 AI モデルが備えるべき外部品質は、利用時まで確定しない。つまり、生成 AI モデルの開発時には、品質マネジメントの目標を決めることができない。さらに、生成 AI モデルの出力が持つ豊かな表現力は、従来 AI にはなかった新たなリスクを生んでいる。これらのリスクへの対処は、ある場合は生成 AI モデル自体の開発の中で行う必要があり、またある場合は開発済の生成 AI を使うエンドユーザーの責任で対処する必要がある。他社が開発した生成 AI モデルを利用して生成 AI を開発する企業は直接責任を負えないことが多いのである。

現在、産総研は生成 AI 向けの新しい品質マネジメント手法を開発中である。その検討にあたっては、以下の方針を置いている。

- (1) 生成 AI モデルでなく、生成 AI モデルを利用するシステムを品質マネジメントの対象とする。
- (2) 生成 AI モデルとしては他社が開発したものを扱い、その品質マネジメントには直接関与できないことを想定する。
- (3) 他社が開発した生成 AI モデルを選定する際に、生成 AI モデルに関して、どのような情報を開示している開発元のモデルを選ぶべきかを明らかにする。
- (4) 生成 AI モデルを利用するシステムの品質を実現するための評価・改善対象として、生成 AI モデルの周辺に配置する従来ソフトウェアに着目する。

上記 (4) で述べた生成 AI モデル周辺の従来ソフトウェアとしては、以下のようなものが考えられる。

- ・ 生成 AI モデルが果たすべき機能を指定するプロンプト構築システム
- ・ システムの用途に固有の必要な情報を供給する RAG 用データベース
- ・ 不適切な出力を検知し排除する出力フィルタ

ここで、プロンプトとは、生成 AI モデルに入力として与えるテキストのことである。基本的には生成 AI モデルに行わせたい動作を指定する文言を与える。使い方によって、生成 AI モデルが考慮すべき参考情報、生成 AI モデルに行わせたい動作の例として、入力とそれに応じた正しい出力の組、など様々な要素を含めることがある。また、RAG は Retrieval-Augmented Generation のことで、生成 AI モデルの学習に用いたデータセットに含まれない情報を必要とする場合に用いる手法である。この手法では、生成 AI に対する入力に基づいてデータベースやインターネットを検索し、その結果を参考情報としてプロンプトに組み込んで生成 AI モデルに与える。

生成 AI モデル周辺の従来ソフトウェアは、生成 AI モデルと連携して高品質なシステムを実現する上で不可欠である。生成 AI モデルを利用するシステムの品質を管理するには、これらの要素がどのように機能し、どのようにシステムの品質に関わるかを明らかにし、その理解に基づいて品質を保証することが重要である。

4. おわりに

本稿では、AI の品質マネジメントにおける困難について、従来ソフトウェア、従来 AI、生成 AI の3つを対比して解説した。従来 AI の品質マネジメントについて、産総研が機械学習品質マネジメントガイドラインで提唱した手法の概要を解説した。さらに現在検討中の生成 AI の品質マネジメント手法に関して、検討方針を示した。生成 AI 向けガイドラインの初版を、2024 年 12 月までに公開する予定である。

参考文献

[1] 国立研究開発法人産業技術総合研究所. 機械学習品質マネジメントガイドライン 第4版. 2023 年 12 月.

*Koichi Konishi¹, Shin Nakajima¹, Yoshiki Seo¹, Yutaka Oiwa¹

¹National Institute of Advanced Industrial Science and Technology

計算科学技術部会セッション

原子力産業の未来を拓く： AI・大規模言語モデルの可能性

Pioneering the Future of Nuclear Science: Exploring Potential of AI and Large-scale Language Model

(3) 米国の原子力産業における AI 活用の動向

(3) Trends in AI Applications in the U.S. Nuclear Industry

*今野 雄太¹¹ 日本エヌ・ユー・エス(株)

1. 米国における原子力発電所の現況

米国において 2024 年 4 月 30 日時点で運転中の原子炉の平均稼働年数は約 42 年であり、最も古いプラントは Nine Mile Point-1 で 1969 年 12 月に、最も新しいプラントは Vogtle-4 で 2024 年 4 月にそれぞれ営業運転を開始した。プラントの新設には莫大な投資が必要となるため、現在では、多くの事業者が既設炉の長期間運転に向けた検討を進めている。[1][2]

米国原子力規制委員会（NRC）は、商用原子炉に対して当初 40 年間の運転認可を付与しており、期限が切れる前に運転認可の更新（LR）を申請することを認めている。2024 年 6 月時点で、米国で稼働中のプラント全 94 基中 86 基で運転期間を 60 年間とする 1 回目の LR が、また、6 基で 80 年運転を見込んだ 2 回目の LR が認められている。[3][4][5]

2. 米国の原子力発電所で AI が求められる理由

過去 10 年間で、人工知能（AI）は急速に進化し、ますます洗練され、これまで以上に複雑な問題を解決できるようになってきた。AI は、製造、輸送、金融、教育、医療等の様々な分野で導入が進められている。同様に、原子力分野に AI を活用することで、複雑な手順を最適化し原子炉のパフォーマンスや安全性を向上させること、作業を自動化し信頼性を高めること、発電所のプロセスを監視し異常を検知するのに役立つことなどが期待され、様々な可能性を秘めていると考えられている。[6]

原子力発電は、温室効果ガスを排出しない大規模なエネルギー源であり、今後も増大するエネルギー需要を満たすために重要な位置付けにある。しかしながら、安価な天然ガスとの厳しい市場競争にさらされており、原子力発電所の運営コスト全体の約 60～70%を占めているとされる運転・保守（O&M）費用の削減対策が求められている。[7][8][9]

原子力発電所では、多種多様な作業が人手により行われており、O&M 費高騰の一因となっている。一方で、原子力発電所には、長期間にわたる運転データが蓄積されていることから、AIを活用したプロセスの効率化、自動化等を通じた O&M 費の改善の余地は大きい。[10][11]

このような背景から、近年の米国の原子力産業界では運転パフォーマンスの向上と運転リスクの低減に向けた AI 技術の研究、開発及び利用に対する関心が高まっている。

3. AI の活用に関する NRC の動向

3.1 NRC の人工知能戦略計画 [12]

NRC は、AI への関心が官民の両方で急速に高まっていることを認識しており、今後数年以内に既存または新規の認可取得者、または新型炉の技術に係る許認可申請者が、NRC の承認または監視を必要とする AI 技術を採用すると予想している。

このことから、NRC は、原子力産業界による AI の活用を審査するための準備を整えるべく、「AI 戦略計画（2023 年度～2027 年度）」（NUREG-2261、2023 年 5 月付）を策定した。NRC は、AI を人間のような知覚、認知、計画、学習、コミュニケーション、または物理的な行動を模倣することで、人間が定義した一連の目

的に対して、現実または仮想環境に影響を与える予測、推奨事項の提示、決定を行うことが可能な機械ベースのシステムであるとしている。

NRC は AI に関する活動と計画をより理解すべく、2021 年度から以下の活動を開始した。

- a. 内部調査：AI 技術を活用する可能性がある既存の NRC のプロジェクトの洗い出し。
- b. 情報収集：官報を通じて、原子力産業界に対し、AI 技術の導入にどの程度準備が出来ているか、どのような AI ツールの利用を検討しているか等に関する意見や情報提供を依頼。[13]
- c. 公開ワークショップ：NRC、原子力産業界、そして関連するステークホルダーが一堂に会し、AI とデータサイエンスに関する最新の知識や研究活動について情報交換し議論するワークショップを開催。
- d. 報告書作成：「原子力発電所における AI と機械学習を用いた先進的な計算ツールと技術の探求」（NUREG/CR-7294）を発行。[14]
- e. コメント募集：官報を通じて AI 戦略計画のドラフト版を公表し、公衆コメントを募集。

これらの取り組みを通じて策定された AI 戦略計画（2023 年度～2027 年度）は、NRC が原子力産業における AI の急速な発展と多様化に対応すべく、自然言語処理、機械学習、ディープラーニング等、過去に審査・評価されてこなかった様々な AI のアルゴリズムや応用例に焦点が当てたものとなっている。

本戦略計画の全体的なビジョンは、技術革新に遅れをとることなく、NRC の規制対象となる活動で AI を安全かつ確実に使用出来るようにすることである。このビジョンの実現に向けて、NRC は以下に示す 5 つの戦略目標を設定した。

目標 1：AI の利用について NRC が規制上の意思決定を確実に行えるように準備する。

目標 2：AI の利用に関係する申請を審査するための組織体制を確立する。

目標 3：AI に関連するパートナーシップを強化・拡大する。

目標 4：AI の分野に精通した人材を確保する。

目標 5：NRC 全体として AI を活用する基盤を構築すべく、その使用事例を収集・評価する。

3.2 NRC における人工知能の活用推進[15]

2023 年 10 月の NRC 委員長の指示[16]を受けて、NRC スタッフは、NRC 自身の業務を強化するために AI をどのように活用できるか検討し、NRC 委員会に報告した（SECY-24-0035、2024 年 4 月 25 日付）。

この検討は、NRC の原子炉規制研究局（RES）及び主任情報官局（OCIO）から成る共同チーム（NRC AI Team）が実施した。このチームは、NRC のプロセスや手続きに AI を導入するための活用事例を検討し、提案することを NRC の各部門に要求した。そして、NRC の 23 の部門から 61 件の潜在的な AI の活用事例が提案された。

チームは、データサイエンティストや AI の専門家と協力して提案された 61 件の事例を精査し、36 件が現在の AI の能力の範囲内で実現可能であると判断した。これらの 36 件の内 16 件は、会議の議事録、文書、ウェブページの要約作成等の定型業務を AI を用いて自動化し、ワークフローやプロセスを改善することで、NRC スタッフの日常業務の多くを効率化するものであった。残る 20 件は、規制案に対する公衆コメントのレビューの自動化、地方局をまたがる検査官のスケジュールリングや計画立案の支援に機械学習（ML）や自然言語処理等を活用するものであった。

今後、NRC は、新たに導入される会議体（AI governance board）と、IT ロードマップの開発・近代化・強化（DME）プロセスにより、これ等の潜在的な AI の活用事例の価値を評価し、その導入の優先順位を判断する見込みである。なお、提案された 61 件の内残りの 25 件は、データの分析やプロセスの自動化に関するもので AI を利用せずとも達成できるものであった。

NRC が、AI を組織全体で効果的に活用するためには、データ戦略及びデータ管理のプログラム、AI ガバナンス、AI の開発を支える IT インフラ、AI 人材の確保など、多岐にわたる基盤となる要素を整備する必要がある。これ等の課題に体系的に取り組むべく、NRC は以下の 2 つの戦略的なステップを設定した。

＜ステップ 1：AI の NRC 内での活用を促進すべく全組織的な AI 戦略を策定する。＞

全組織的な AI 戦略（Enterprisewide AI strategy）は、NRC 内での AI の導入に重点を置くことで既存の戦

略計画（NUREG-2261）を補完するものとして策定されるものである。本戦略には、以下の要素が含まれる。

- ・ 責任ある信頼できる AI を実現すべく AI ガバナンスを準備する。
- ・ データ管理プログラムを成熟化する。
- ・ 既存の職員を戦略的にスキルアップさせるとともに、戦略的な雇用により AI 人材を強化する。
- ・ IT インフラの一部として AI ツールの統合をサポートするためのリソースを割り当てる。

＜ステップ 2：AI の利用を促進するために基盤のツールへ投資する。＞

NRC スタッフは 2025 年度に、既存のアプリケーションと統合可能な生成 AI サービスの導入及び NRC の電子情報による文書管理システム（ADAMS）への AI の統合を計画している。これらのツールは、NRC スタッフが生成 AI 等の習得と理解を深めることに役立つと考えられ、即時に生産性の向上をもたらすことが期待される。

4. AI を活用した文書処理の自動化の事例

前述の通り、米国の原子力発電所は、厳しい市場環境にさらされている。運転期間が残っているにもかかわらず、経済性の観点から想定よりも早く閉鎖に追い込まれるプラントも現れており、O&M 費の削減が求められている。[17]このコスト削減の方法の一つとして、原子力発電所における AI を活用した文書処理の自動化の技術に注目が集まっている。

本節では、米国の原子力発電所で実施されている是正処置活動（CAP）で作成される状態報告書（CR）のスクリーニングの自動化について概説する。

CAP は、法令（10CFR50 付則 B 基準 XVI「是正処置」）に基づいて実施される活動で、事業者が原子力発電所の問題を特定し、その問題を是正するプロセスである。[18]これには、特定された問題の安全上の重要度を評価し、その問題を是正する優先順位を設定するスクリーニングのプロセスと、是正状況を追跡するプロセスが含まれる。[19]

CAP では、まず特定された問題が CR として起票される。米国の平均的な原子力発電所の場合、CR は年間 5 千件から 1 万件に上る。この CR を広範な経験を有する職員がレビューし、その内容に関係するコードをタグ付けすることで、プラントの問題のトレンドやパフォーマンスが劣化した分野の分析が試みられてきた。CAP は原子力安全にとって重要な取り組みであるものの、手作業による CR のレビューとスクリーニング、タグ付けのプロセスは、コストや人的資源の観点から事業者にとって大きな負担となっている。この問題を解決すべく、AI を利用した CR の処理の自動化が検討・実施されるようになった。

以下に、AI を活用した CR の処理に関する米国の事業者等の事例を紹介する。[20]

4.1 事業者 A

事業者 A は、Maintenance Rule Functional Failure（MRFF）の判定の自動化及び CR のスクリーニングの自動化の 2 つのプロジェクトに取り組んでいる。MRFF とは、保守規則（10CFR50.65）の対象となる系統、構築物及び機器（SSC）が、意図した機能を果たせなくなる事象を指す。これらのプロジェクトは、CR のスクリーニングに必要な労力を 80%削減することを目的とし、以下の 2 つのフェーズで構成されている。

- ・ フェーズ 1: CR の重要度及び優先度を決定し、是正処置を自動的に生成する CAP 分類器（CAP classifier）を作る。
- ・ フェーズ 2：フェーズ 1 を拡張し、CR の重要度と優先度をより詳細なカテゴリーで分類し、生成される是正処置にフィールドや属性を割り当てる。

MRFF の判定の自動化は 2019 年後半から実施されており、CR のスクリーニングの自動化は 2022 年第 1 四半期に試運用が開始されている。

4.2 事業者 B

事業者 B では、年間約 2 万件の CR が起票されている。事業者 B は、2017 年に専門のデータサイエンス部門を設立し、社内リソース及びオープンソースツールを活用して CAP の自動化システムを開発した。システ

ムの開発に当たり、CR のトレンドを分析するためのコードのタグ付けの自動化が進められ、その後、CR 及び MRFF のスクリーニングの自動化が行われた。2019 年の半ばから CR のコードのタグ付けは 100%自動化されている。また、CR のスクリーニングは 2021 年時点で約 20%が自動化され、MRFF のスクリーニングの自動化の検証が 2020 年後半から実施されている。

4.3 事業者 C

事業者 C の原子力発電所では、毎年約 9 千件の CR が起票され、Condition Review Group による CR のスクリーニング（週 4 回）と、その結果をレビューするための Management Review Meeting（週 3 回）が実施されていた。事業者 C は、「IBM Watson Cloud」を利用し、初期費用 25 万ドル（約 4,000 万円）、維持費用年間 12 万 5 千ドル（約 2,000 万円）をかけて CR のスクリーニングの結果を推奨するシステムを 2020 年半ばから利用している。このシステムの利用により、事業者 C では CR のスクリーニングに関する作業と会議体の一部が不要になった。最終的に CR のスクリーニングに関する作業の 85%を削減することを見込んでいる。

4.4 アイダホ国立研究所（INL）

INL では、CR の処理を自動化する MIRACLE（Machine Intelligence for Review and Analysis of Condition Logs and Entries）というツールを開発した。[21]MIRACLE は、CR のテキストの読み込み、その事象の安全上の重要度と対応の優先度の決定、キーワードの分類、プラントのパフォーマンス追跡が可能である。MIRACLE を利用することで、今までプラントの職員が手作業で行っていた CR のレビューに必要な時間を 1 件当たり数分から数ミリ秒に短縮出来るようになる。2022 年時点で初期の試運用は完了しており、その結果から、開発された AI モデルを実際に複数のサイトに適用できること及びより良いパフォーマンスを達成できることが示された。

4.5 NuclearN 社

NuclearN 社は米国 Palo Verde 発電所で CAP システムの自動化を主導した職員が 2021 年に設立した米国の企業であり、原子力産業向けの AI を活用した製品を提供している。以下に NuclearN 社の代表的な製品を示す。

CAP AI [22]

CR のスクリーニング及びタグ付けの自動化を行うソフトウェア。[23]このソフトウェアを導入したことで CR のスクリーニング及びタグ付けの約 80%が自動化でき、CR のスクリーニングに関する労働時間を年間 36,000 時間削減できた実績等を持つ。

AtomAssist [24]

世界初の原子力に特化した生成 AI モデル。ChatGPT のようなインターフェースを有し、情報の検索、ユーザーからの質問への応答、チャットアシスタント、文書作成の機能を通し原子力発電所における業務効率化をサポートする。

5. まとめ

本稿では、米国の原子力発電所における AI 活用の現状と展望について、特に文書処理の自動化に焦点を当てて概観した。米国の原子力発電所は長期運転が進む中、安価な天然ガスとの競争により経済性の課題に直面している。この状況下で、AI の活用による O&M 費の削減が注目されている。

NRC は、AI 技術の急速な発展に対応するため、2023 年に「AI 戦略計画」を策定し、規制上の意思決定や組織体制の確立などの目標を設定した。さらに、NRC 自身の業務効率化のための AI 活用も検討を進めている。

原子力発電所における具体的な AI 活用事例としては、CAP における CR の処理自動化が挙げられる。複数の事業者や INL、NuclearN 社等が、CR のスクリーニングやタグ付けの自動化のシステムを開発・導入を進めており、CR の処理に要する労力や時間の大幅な削減が実現されつつある。このような AI を活用した文書処

理の自動化は、O&M 費用の削減と人的資源の効率的な活用に大きく寄与することが期待される。

参考資料

- [1] IAEA, "Ageing Management of Nuclear Power Plants: Publication Sums up Best Practices", Aug 27 2020.
- [2] EIA, "FREQUENTLY ASKED QUESTIONS (FAQS)", 2024
- [3] IAEA, "Power Reactor information System", 2024.
- [4] NRC, "Status of Initial License Renewal Applications and Industry Initiative ", 2024.
- [5] NRC, "Status of Subsequent License Renewal Applications and Industry Initiative ", 2024.
- [6] IAEA, "Seven Ways AI Will Change Nuclear Science and Technology", 2022.
- [7] DOE, "Advantages and Challenges of Nuclear Energy", March 29, 2021.
- [8] WNA, "Economics of Nuclear Power ", 2023.
- [9] NIH, "A review of the application of artificial intelligence to nuclear reactors: Where we are and what's next", 2023.
- [10] INL, "Operational Artificial Intelligence Improving asset operations by automating expensive and manual human activities."
- [11] IAEA, "Artificial Intelligence for Accelerating Nuclear Applications, Science and Technology", 2022.
- [12] NRC, "Artificial Intelligence Strategic Plan, Fiscal Years 2023-2027(NUREG-2261)", May 2023.
- [13] 86 FR 20744 "Role of Artificial Intelligence Tools in U.S. Commercial Nuclear power Operations"
- [14] NRC, "Exploring Advanced Computational Tools and Techniques with Artificial Intelligence and Machine Learning in Operating Nuclear Plants (NUREG/CR-7294, INL/EXT-21-61117)", Feb 2022.
- [15] NRC, "Advancing the Use of Artificial Intelligence at the U.S. Nuclear Regulatory Commission (SECY-24-0035) ", April 25, 2024.
- [16] Memorandum from Christopher T. Hanson, Chair, to Daniel H. Dorman, Executive Director for Operations, "Advancing Use of Artificial Intelligence at the U.S. Nuclear Regulatory Commission", October 30, 2023.
- [17] Power and Resources, "Economics and Retirements of Existing Nuclear Power Reactors", Jan 24, 2022.
- [18] NRC, "Corrective Action Program", March 9, 2021.
- [19] NUCLEARN, "Capitalizing on CAP Screening Automation", April 12, 2022
- [20] EPRI, "Automating Corrective Action Program in the Nuclear Industry"
- [21] INL, "Miracle - Machine Intelligence Review Analysis Condition Logs Entries"
- [22] NuclearN, "CAP AI : Advanced Solutions for Nuclear Facility Management"
- [23] NuclearN, "CAP AI Economic justification"
- [24] NuclearN, "ATOMASSIST Maximize Your Productivity. Minimize Your Effort."
- [25] MORNINGSTAR, "NuclearN.ai Unveils SPARK-mini: First Open Nuclear AI Model", 2024/5/23

*Yuta Konno¹

¹JAPAN NUS CO., LTD.

Planning Lecture | Board and Committee : Standard Committee

📅 Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏢 Room
I(Recture RoomsB 1F B103)

[1I_PL] The hierarchy of risk-related standards and the use of standards, guidelines and technical reports

Chair: Takashi Takata (UTokyo)

[1I_PL01]

Significance and concept of a hierarchy of risk-related standards.

*Yukihiro Kirimoto¹ (1. CRIEPI)

[1I_PL02]

Status of hierarchy of standards (Internal Event Level 1 PRA standard, Seismic PRA standard)

*Kazunori Hashimoto¹, *Yoshiyuki Takahashi¹ (1. CRIEPI, 2. KAJIMA)

[1I_PL03]

Extraction of Safety Improvement Measures based on Safety Improvement Assessment in Nuclear power plant

*Daigo Hiratsuka¹ (1. KYUDEN)

[1I_PL04]

The application of probabilistic risk assessment in nuclear regulation

*Gen Murakami¹ (1. NRA)

[1I_PL05]

Discussion

All Presenters

標準委員会セッション

リスク関連規格の階層化と基準、指針、技術レポートの活用について

The hierarchy of risk-related standards and the use of standards, guidelines and technical reports

(1) リスク関連規格の階層化の意義と考え方

(1) Significance and concept of a hierarchy of risk-related standards

* 桐本 順広¹¹ 電中研

1. リスク関連規格の階層化の背景

2017 年春の年会の標準委員会セッションにおいて、「なぜ標準は性能規定であるべきか ー意見交換会」が開催され、今後の安全性向上への活用のための PRA の本格活用に備えて、リスク専門部会で策定されているリスク関連規格の性能規定化、構成と内容の見直し、これらに伴う問題点や利点が議論された。

PRA の使い方は、性能目標との比較で包括的な安全性を見ることだけではなく、今後はリスク情報の活用による意思決定 (RIDM, Risk-Informed Decision Making) によって様々な安全対策、検査、保全、及び規制も含めた応用が期待されている。このためにはその用途に応じた PRA とその品質の確保として、行うべきこととそれに応じて工夫した方法論の妥当性を説明できることが求められる。このようなリスク活用の適用においては、リスク関連規格は、その規定内容に明確な性能(What to do)を記載することが有効である。

従来の原子力学会のリスク関連規格では部分的には性能的な規定文も含まれていたが、何を行うか、ではなく、どう行うかに力点を置いた仕様(How to do)規定が書かれており、明確に区分できなかった。一方で米国 ASME/ANS の策定している PRA Standard では、この What to do のみを規定し、How to do は EPRI や OG (Owners Group)、NEI などが整備しているガイドラインに依存している。これにより、技術の停滞や独占を避けるとともに、ユーザーが新しい方法論の選択または創出が可能となっている。

そこで、我が国のリスク関連規格においても、性能規定を明確にし、一方でユーザーにとって利用しやすい仕様規定も柔軟に対応できるようにするとともに、技術レポートで具体的な例示や外部文献のガイドラインを取り込めるようにする体系を「階層化」と呼び、この考え方を基に今後のリスク情報活用の本格化に備えた新しいリスク関連規格あり方の再構築を目指すこととなった。

リスク専門部会では、ASME/ANS PRA Standard を策定する JCNRM (Joint Committee on Nuclear Risk Management) への参加と、その傘下の国際 WG の一つとして設置された JIWG (Japan International Working Group) の運用を行うことで、PRA 標準に関する意見交換や技術交換などを行う連携を行っている。これらの実際の専門家との意見交換等によって得られた知見を基に、ASME/ANS PRA Standard の HLR (High Level Requirement: 高次要求事項) と SR (Support Requirement: サポート要求事項) の検討から性能規定化の意義・問題点を議論し、PRA 標準の性能規定化を検討してきた。この結果として、「内的事象レベル 1 PRA 標準」及び「地震 PRA 標準」での性能規定化を試み、要求事項等の再整理による「階層化」に取り組んできている。

2. 本セッションの目的

本セッションでは、これらのリスク関連規格の「階層化」の内容と、我が国でのリスク情報活用の高度化を目指すためのその意義、実際の標準規格での階層化の実例などに触れた上で、事業者における安全性向上評価を踏まえた対策抽出等での具体的な活用や、規制におけるリスク情報の活用などの実施例を紹介いただくことで、ピアレビューでの活用や国外の PRA 規格との位置づけ、安全性向上のためのリスク情報活用や規制での活用も含め、原子力学会のリスク関連規格の今後のあり方や活用について討論を行う。

*KIRIMOTO Yukihiro¹¹CRIEPI

標準委員会セッション

リスク関連規格の階層化と基準、指針、技術レポートの活用について

The hierarchy of risk-related standards and the use of standards, guidelines and technical reports

(2) 標準規格の階層化の状況（内的事象レベル 1PRA 標準、地震 PRA 標準）

(2) Status of hierarchy of standards (Internal Event Level 1 PRA standard, Seismic PRA standard)

*橋本 和典¹, *高橋 容之²¹電中研, ²鹿島建設

1. 内的事象レベル 1PRA 標準の階層化

日本原子力学会 標準委員会 リスク専門部会では、従来の実施基準としてではなく、確率論的リスク評価が備えるべき性能に着目し、性能要求（What to do）と仕様要求（How to do）とを区分し、これらを階層化した標準構成にするべきとの方針を示している。

この方針に基づき、リスク専門部会 レベル 1PRA 分科会では、内的事象を起因としたレベル 1PRA を対象として、意思決定に適用できるリスク情報を得るための性能に関する要求について規定する基準（AESJ-SC-RK010:2022 原子力発電所の内的事象を起因とした確率論的リスク評価に関する基準（レベル 1 PRA 編）：2022）（以下、「基準」）を独立した標準とし、これと合わせて従来の具体的な評価手法などについては、別途に指針（AESJ-SC-RK011:2022 原子力発電所の内的事象を起因とした確率論的リスク評価に関する指針（レベル 1 PRA 編）：2022）（以下、「指針」）とすることで、内的事象を起因としたレベル 1PRA に関する標準の階層化を行なっている。この中で、評価技術の進展などに対応し易くするため、日本原子力学会以外から発行される個別の実施基準、評価手法の適用も積極的に行い、評価の向上に資していくこととした。

「基準」で対象とする確率論的リスク評価では、主に評価から得られるリスク情報を意思決定に反映していくことを目的とする。このように、一定の目的を有して確率論的リスク評価を行うことが前提となるため、「基準」ではその目的をまず明確にし、各箇条においても意図、目的を示した上で、そのために実施すべき事項及びその範囲、検討の深さなどの PRA の性能に関する要件を規定する構成としている。なお、従来は出力運転時と停止時に分かれていた内的事象レベル 1PRA 標準を本基準内で統合している。

「指針」では、「基準」で規定された PRA の性能要求（What to do）に対応する具体的な評価手法などの仕様要求（How to do）を規定している。基本的には、「基準」の箇条に対応する構成としており、「基準」の要件に対して実務上必要となる範囲の評価手法などを規定している。このため、各箇条に対応する「基準」の箇条を付記しており、内容の理解においては、対応する「基準」の箇条も合わせて参照することが望まれる。また、活用するリスク情報によって求められる PRA の性能が異なる場合もあることから、必要な場合には対応する評価手法を区分して規定している。

2. 今後の階層化検討

レベル 1PRA 分科会では、内的事象レベル 1PRA に関連する標準として、PRA 用パラメータ推定の実施基準（AESJ-SC-RK001:2015 原子力発電所の確率論的リスク評価用のパラメータ推定に関する実施基準：2015）も所掌している。この実施基準の位置付けについても検討しており、規定内容から指針に相当するものとして整理している。これによって、現状 PRA 用パラメータに関しては、「指針」から同実施基準を直接引用している。また、今般レベル 1PRA 分科会では、同実施基準の定期改定に着手しており、この整理に基づき指針の位置づけで改定していくこととしている。

これによって、内的事象レベル 1PRA に関しては、PRA のあるべき性能を規定する「基準」を頂点とし、個別の評価方法等を規定する「指針」と PRA 用パラメータ推定の指針とで構成されることになる。なお、PRA 用パラメータ推定の指針としての図書のあり方は、定期改定の中で検討していくこととしている。

3. 地震 PRA 標準

地震 PRA 標準の階層化として、性能規定、仕様規定などを記載する「標準」と評価適用事例などを掲載する「技術レポート」の2冊構成とした。

「標準」では、基本的に箇条又は細分箇条の下に「一般事項」を設け、性能規定としての要求事項を規定し、以降に仕様規定としての要求事項を規定した。2015年版で記載されていた具体的な評価手法は附属書へ移動し、本体では評価手法を可能な限り限定しない形とした。また、2015年版では、使用済み燃料プール・ピットの燃料損傷、地震随伴事象、複数ユニット、免震型原子力施設・設備などに関する規定は各箇条（サイト・プラント情報の収集・分析と事故シナリオの概括的分析、地震ハザード評価、建屋・機器 fragility 評価、事故シーケンス評価）に分散して規定されており、評価手順が分かりにくかったため、新たに箇条を設けて項目ごとに要求事項を整理した。「標準」は、今後の改定においても大きな変更がないようなリスク評価の本質を規定していくものと考えている。

2015年版の附属書のうち、本体の要求事項の理解を助ける資料を附属書として整理し、具体的な評価適用事例などは「技術レポート」として分冊化した。「技術レポート」は、新たな評価手法、適用事例などを素早く取り込み、リスク評価の活用のために適宜改定を進めていくものと考えている。

*HASHIMOTO Kazunori¹, *TAKAHASHI Yoshiyuki²

¹CRIEPI, ²Kajima Corporation

標準委員会セッション

リスク関連規格の階層化と基準、指針、技術レポートの活用について

The hierarchy of risk-related standards and the use of standards, guidelines and technical reports

(3) 原子力プラントの安全性向上評価を踏まえた安全性向上対策の抽出

(3) Extraction of Safety Improvement Measures based on Safety Improvement Assessment in Nuclear power plant

*平塚 大悟¹, 堺 光晴¹¹ 九州電力株式会社

1. はじめに

当社は原子力プラントの安全性向上を自主的・継続的に図る取組みとして、安全性向上評価（以下、「SAR」という。）において、確率論的リスク評価（PRA）を実施し、PRA から得られるリスク情報を活用して安全性向上対策の抽出を行っている。本稿では、原子力規制委員会に届け出た川内原子力発電所 1 号機（以下「川内 1 号機」という。）における PRA を活用した安全性向上対策の抽出について紹介する。

2. SAR における PRA の活用（川内 1 号機の例）

川内 1 号機については、2017 年 7 月に国内で初めて SAR の PRA を実施し届出を行い、評価結果を公表している。なお、至近の SAR では 2022 年 7 月第 5 回 SAR において、内的事象出力時レベル 1,2PRA、2023 年 11 月第 6 回 SAR において、内的事象停止時レベル 1PRA、外的事象地震レベル 1,2PRA 及び外的事象津波レベル 1,2PRA を実施し、今後取り組むべき安全性向上対策を抽出している。安全性向上対策の抽出方法については、SAM 標準^[1]を参考としており、実施した各 PRA について炉心損傷及び格納容器機能喪失に至る事故シナリオの分析を行い、複数の事故シーケンスグループに分類した。さらに発生頻度を考慮した重要度分類を行い、リスク寄与が大きな重要シナリオに対して、更なる安全性向上のための安全性向上対策を抽出した。

表 PRA から抽出した主な安全性向上対策の例

実施した PRA	主な安全性向上対策	期待される効果
出力時レベル 1PRA	ECCS 再循環切替自動化設備の導入	・ ECCS 再循環切替操作を実施するための時間余裕が短いことから、切替手順の自動化により切替操作失敗のリスク低減に期待できる。
地震レベル 1 PRA	地震時における原子炉補機冷却水系の喪失を防止するための原子炉補機冷却水系保有水量の監視強化の教育	・ 地震による原子炉補機冷却水の漏えいを早期発見し、原子炉補機冷却水系の全喪失に至る発生頻度の低減に期待できる。
地震レベル 2 PRA	格納容器隔離信号未発信時の格納容器隔離弁の閉止手順の追加	・ 格納容器隔離信号未発信時の格納容器隔離失敗に至るリスク低減に期待できる。

3. まとめ

PRA から得られるリスク情報活用により有効な安全性向上対策を抽出することができた。安全性向上対策の実施可否を判断するなど、リスク情報を活用した意思決定（RIDM, Risk-Informed Decision Making）を行うためには、PRA の品質確保が重要であり、PRA 標準の階層化において、PRA の高次要求事項に対する規定を「基準」として明確化し、サポート要求や具体的な実施方法に対する要求を「指針」として規定することが PRA の品質向上に寄与すると考える。また、安全性向上対策の抽出、検査、保全活動など、様々な分野においてリスク情報を活用していくために具体的な PRA の活用事例などを「技術レポート」として充実化させていくことも重要と考える。

参考文献

【1】「原子力発電所におけるシビアアクシデントマネジメント整備及び維持向上に関する実施基準：2019」

* Daigo Hiratsuka¹ and Mitsuharu Sakai¹

¹ .Kyushu Electric Power Co.,Inc.

標準委員会セッション

リスク関連規格の階層化と基準、指針、技術レポートの活用について

The hierarchy of risk-related standards and the use of standards, guidelines and technical reports

(4) 原子力規制における確率論的リスク評価の活用について

(4) The application of probabilistic risk assessment in nuclear regulation

*村上 玄¹¹原子力規制庁

原子力規制委員会においては、その設立の後、新規規制基準を策定し、それに基づく事業者による変更許可申請に関する審査を行ってきた。また、米国型のリスクインフォームド、パフォーマンスベースト、グレーデッドアプローチの考え方を主体とした検査制度を導入、運用してきたところであり、それぞれの過程で確率論的リスク評価から得られる情報を活用することとなっている。

新規規制基準においては、特に出力運転状態での炉心の著しい損傷又は格納容器破損に至る可能性がある事故シーケンスグループを整理し、それぞれの事故シーケンスに対する重大事故対策の有効性を評価することを求めている。設置許可基準の解釈では、必ず想定する事故シーケンスグループを示しているが、個別プラントの内部事象及び外部事象に関する確率論的リスク評価を実施し、有意な頻度又は影響がある事故シーケンスグループ等が見出された場合には、これを追加することとしている。

審査の過程では、確率論的リスク評価について、日本原子力学会の PRA に関する実施基準にのっとった標準的な手法で行われていること等を確認しているところであり、プラントによっては、想定する事故シーケンスが追加された事例もある。

検査の過程では、原子力規制検査における検査指摘事項について、安全上の重要度（「赤」、「黄」、「白」、「緑」）の4区分によって事業者のパフォーマンス劣化を判定するが、スクリーニングの結果「白」以上となる場合には詳細なリスク評価を実施することとなる。炉心損傷頻度 (CDF) 及び格納容器機能喪失頻度 (CFF) を用い、事業者のパフォーマンス劣化を評価する。

評価にあたっては、通常時とパフォーマンス劣化時との差分として ΔCDF 及び ΔCFF を算出することとなるが、その際事業者の PRA モデルを用いるため、その検査判定への適用性を確認し、結果を原子力規制委員会に報告している。これは主に日本原子力学会の PRA に関する実施基準及び米国 ASME の PRA 標準をモデルとした確認項目を採用している

審査の過程では、主に事故シーケンスグループの抽出手法の観点から日本原子力学会の PRA に関する実施基準を参照し、検査の過程では解析ツールとしての算出性能の観点から同実施基準及び米国 ASME の PRA 標準を参考にしながら確認を行っているところであるが、PRA という評価手法がどうあるべきか、という姿について、規制側として明確なものがあるわけではない。

これは、規制において確率論的リスク評価の結果を参照するものの、直接行政判断の基準として用いるわけではないということと、PRA を活用する目的に応じて、確認の深さや項目が変化するためと思われる。現在、リスク情報の活用面の議論が種々なされているが、評価結果の公平性などを考慮すると、PRA という手法がどうあるべきか、手法としての限界や、結果解釈に際しての留意点など、活用実務の観点から参照できる文書体系が望まれるところである。

*GEN Murakami¹¹Nuclear Regulation Authority

Planning Lecture | Technical division and Network : Division of Nuclear Fuel Cycle and Environment

📅 Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏢 Room K(Recture RoomsB 2F B200)

[1K_PL] Current Status and Future Prospects of the Horonobe International Project

Chair: Akira Kirishima (Tohoku Univ.)

[1K_PL01]

Importance of the International Joint Project in Horonobe Underground Research Project

*Kazuhei Aoyagi¹ (1. JAEA)

[1K_PL02]

Task A : Solute Transport Experiment with Model Testing

*Yusuke Ozaki¹ (1. JAEA)

[1K_PL03]

Task B : Systematic Integration of Repository Technology Options

*Akira Hayano¹ (1. JAEA)

[1K_PL04]

Task C : Full-scale Engineering Barrier System (EBS) Dismantling Experiment

*Hirokazu Ohno¹ (1. JAEA)

[1K_PL05]

Discussion

Takeshi Ebashi¹, Minoru Emori², Kotaro Nakata³ (1. NUMO, 2. RWMC, 3. CRIEPI)

バックエンド部会セッション

幌延国際共同プロジェクトの現状と今後の展開

Current Status and Future Prospects of the Horonobe International Project (HIP)

(1) 幌延深地層研究計画における国際共同プロジェクトの重要性

(1) Importance of the International Joint Project in Horonobe Underground Research Project

*青柳 和平¹、舘 幸男¹¹ 日本原子力研究開発機構 幌延深地層研究センター

1. 背景と目的

高レベル放射性廃棄物の地層処分の実現は、原子力を利用するすべての国の共通課題である。そのため、地層処分に取り組む国々との国際協力が重要となり、地下研究施設を活用した研究協力等が進められてきた[1]。そこで、経済協力開発機構／原子力機関（OECD/NEA）の協力の下、2023年2月に幌延国際共同プロジェクト（Horonobe International Project: HIP）を立ち上げ、日本をはじめオーストラリア、ブルガリア、ドイツ、韓国、ルーマニア、台湾、英国の11の機関の参加を得て研究協力を開始した。HIPの目的は、アジア地域の地層処分に関わる国際研究開発拠点として、幌延深地層研究センターの地下施設を利用した研究開発を国内外の機関で協力しながら推進し、我が国のみならず参加国における先進的な安全評価技術や工学技術に関わる研究開発の成果を最大化することや、次世代の研究者／技術者を育成し、知識を継承することである。

2. プロジェクトの実施内容と幌延深地層研究計画の関係

幌延深地層研究計画は、割れ目を有する新第三紀堆積軟岩と塩水系地下水を特徴とする深部地下環境を対象に、深度350mの調査坑道での試験研究を実施してきており、現在は深度500mの調査坑道の掘削・整備を進めている。また、原子力機構では、「令和2年度以降の幌延深地層研究計画」として、図1に示す「必須の課題」に取り組んでいる。HIPでは、これらの課題のうち、国際的な関心が高く、国際協力によって成果の最大化が期待できる研究テーマとして、「タスクA：物質移行試験」、「タスクB：処分概念の実証と体系化」、「タスクC：実規模の人工バリアシステムの解体試験」の3つを設定した。研究期間は2022～2028年度であり、前半（フェーズ1：2022～2024年度）と後半（フェーズ2：2025～2028年度）に分け、前半は主に計画の具体化や予測解析を進め、後半は原位置試験やその結果の解釈を進めることとしている。各タスクにおいて、参加機関の知見を試験計画へ反映するとともに、各機関が開発してきた解析評価手法の比較による妥当性検証などを通じて、成果を最大化することを目指している。

①実際の地質環境における人工バリアの適用性確認

- 人工バリア性能確認試験 ← **タスクC**
- 物質移行試験 ← **タスクA**

②処分概念オプションの実証

- 人工バリアの定置・品質確認などの方法論に関する実証試験
- ・ 操業・回収技術等の技術オプションの実証、閉鎖技術の実証
- ・ 坑道スケール～ピットスケールでの調査・設計・評価技術の体系化
- 高温（100℃以上）等の限界的条件下での人工バリア性能確認試験

③地殻変動に対する堆積岩の緩衝能力の検証

- 水圧擾乱試験などによる緩衝能力の検証・定量化
- ・ 地殻変動が地層の透水性に与える影響の把握
- ・ 地下水流れが非常に遅い領域を調査・評価する技術の高度化
- 地殻変動による人工バリアへの影響・回復挙動試験



人工バリア性能確認試験の解体調査のイメージ



閉鎖技術オプションの整理

図1 幌延深地層研究計画で掲げる必須の課題とHIPのタスクとの関連

3. 今後の展開

各タスクの協力を効果的に進めていくうえで、情報共有や議論の場が重要となる。これまでに、各タスクで定期的にオンライン形式でのタスク会合を開催するとともに、幌延深地層研究センターにおいて実際の試験現場を確認しながら議論する現地会合を実施した。今後は、フェーズ1の各タスクの成果をレポートとして取りまとめるとともに、参加機関と連携して学会発表や論文投稿などの成果発信に取り組んでいく。

謝辞：本発表は、幌延国際共同プロジェクト（HIP）の成果の一部である。

参考文献：[1] OECD/NEA: International Roundtable on the Final Disposal of High-Level Radioactive Waste and Spent Fuel Summary Report, 2020.

*Kazuhei Aoyagi¹, Yukio Tachi¹¹Japan Atomic Energy Agency, Horonobe Underground Research Center

バックエンド部会セッション

幌延国際共同プロジェクトの現状と今後の展開

Current Status and Future Prospects of the Horonobe International Project (HIP)

(2) タスク A : 物質移行試験

(2) Task A: Solute Transport Experiment with Model Testing

*尾崎 裕介¹¹ 日本原子力研究開発機構 幌延深地層研究センター

1. 背景・目的

高レベル放射性廃物の地層処分において岩盤中の物質移行の長期予測は安全評価において重要な課題の一つである。物質移行試験を実際の地層処分で想定される時間および空間スケールで実施することは不可能であるものの、地下研究施設における原位置試験を通じ、より現実的に即した地下深部での物質移行挙動を再現可能なモデルの構築／検証方法を整備することにより、長期かつ大規模なスケールにおける物質移行挙動の予測精度の向上に貢献することが期待される。これらの目的を達成するために、タスク A では岩盤中の割れ目を対象とした物質移行試験を実施し、原位置の状況を詳細に反映した物質移行をモデリングする手法の構築を目的としている。また、これまで幌延深地層研究センターの地下施設（幌延 URL）では、主に深度 350m において物質移行試験を実施しているが、タスク A ではこれまで物質移行試験の実施例が少なく、より割れ目が高い頻度で存在する深度 250m の岩盤を対象とする。これまでの研究結果とタスク A で取得される試験結果や調査手順を比較することにより、深度や地質条件が異なる場合において調査手法の知見や既存のデータベースがどの程度活用可能かを検討することもタスク A の目的である。

2. 実施内容と現状

タスク A では、プロジェクトを通して物質移行データの取得及びモデルの構築と検証に取り組む。また、異なる条件下での原位置試験を実施し、モデル構築と検証に異なるデータを使用することで汎用的なモデリング手法の構築を目標としている。現在実施しているモデル構築では、数値解析、室内試験、原位置試験を参加機関が分担して実施している（図 1）。数値解析では、取得されたデータを用いたモデリングだけでなく、各機関が使用する解析ツールが異なることから深度 350m で実施した過去の試験を題材としたベンチマークテストを実施することにより、各々の解析ツールの特性を評価する。室内試験では、参加機関が同一および異なる種類のトレーサーを使用した試験を実施することで、データの信頼性を向上させるとともに効率的にデータを整備している。原位置試験では、オンライン形式で定期的な実施するタスク会合を通じて海外の参加機関の知見や意見を取り入れながら実施している。

3. 今後の展開

今年度は幌延 URL の深度 250m 周辺に分布する珪藻質泥岩を対象に原位置トレーサー試験を実施し、物質移行モデルの構築に必要なデータの取得を完了する予定である。モデルの検証段階においては、今後新たに取得される試験結果から、構築したモデルの妥当性や汎用性を確認することが課題の一つである。また、堆積岩を地層処分の対象としていない国からの参加機関もあることから、得られた成果を岩種によらないより汎用的な知見につなげることも課題の一つである。

謝辞：本発表は、幌延国際共同プロジェクト（HIP）の成果の一部である。

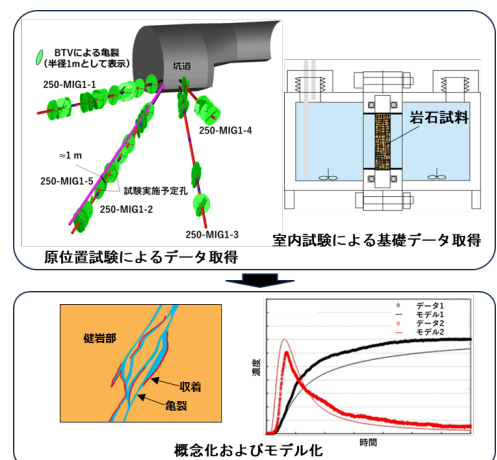
*Yusuke Ozaki¹¹Japan Atomic Energy Agency, Horonobe Underground Research Center

図1 モデル構築段階での実施内容

バックエンド部会セッション

幌延国際共同プロジェクトの現状と今後の展開

Current Status and Future Prospects of the Horonobe International Project (HIP)

(3) タスク B : 処分技術の実証と体系化

(3) Task B: Systematic Integration of Repository Technology Options

*早野 明¹¹ 日本原子力研究開発機構 幌延深地層研究センター

1. 背景・目的

高レベル放射性廃棄物処分場では、処分坑道や処分孔を配置する場所として好ましくない特性を有する地質構造を避け、適した岩盤領域にそれらが配置される。また、掘削される坑道やその周辺岩盤に発生する掘削損傷領域 (EDZ) が水みちになることで地上と地下施設が直結する物質移行経路となることを防ぐために、坑道埋め戻しや止水プラグといった坑道シーリング技術による対策が考えられている。図 1 に示す通り、処分坑道や処分孔に交差する断層・割れ目の分布、それらの規模や水理特性などが放射性核種の移行および人工バリアの長期安定性に及ぼす影響とそれらに対する対策を考慮して配置を検討する必要がある。さらに、処分場における地質環境特性調査から処分坑道や処分孔を含む地下施設の設計・建設、人工バリアの定置、そして処分場の閉鎖までの各プロセスにおいて適用可能な技術オプションも考慮される。よって、一連のプロセスにおける技術オプションを体系的に統合しながら、処分坑道や処分孔の配置を合理的に判断できる指標を整備することが重要である。HIP のタスク B では、新第三紀堆積岩類を対象とした幌延深地層研究センターの地下施設 (以下、幌延 URL) での調査・施工を事例に、処分坑道や処分孔を配置するための指標設定を試行するとともに、処分場の設計・施工・操業などに関連する技術オプションを体系的に例示する。

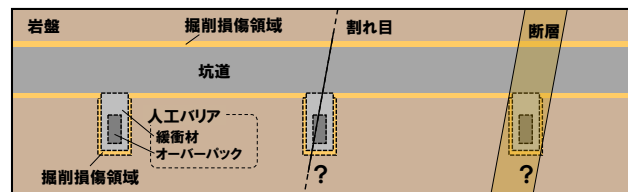


図 1 処分坑道や処分孔を配置する際に考慮する割れ目や断層の特徴を表す模式図

2. 実施内容と現状

既存文献の調査や HIP の参加機関からの情報提供により、処分坑道や処分孔の配置に必要な指標とその考え方を議論する上で必要な情報を収集するとともに、幌延 URL 周辺の地質環境を考慮して重点的に取り組むべき事象について議論を進めている。処分坑道や処分孔を配置する際

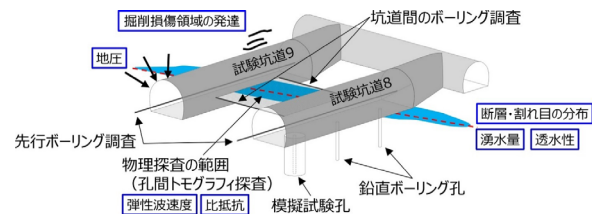


図 2 500m 試験坑道 8、9 における原位置調査を表す模式図

の主な懸念事象は、岩盤の力学的強度低下による処分坑道・処分孔の崩落や、処分孔内への湧水による緩衝材の品質低下である。これらに対して配置を判断するための指標を設定するために、坑道や試験孔への湧水量や EDZ の発達を予測する解析に取り組んでいる。この解析結果の評価のみならず設定する指標の妥当性は、500m 試験坑道 8、9 における坑道掘削前および掘削中に実施する原位置調査 (図 2)、坑道掘削、処分孔を模擬した試験孔掘削などを通じて議論する。また、処分場の操業や閉鎖に関連する技術開発の一環として、350m 試験坑道 6 において実規模スケールの坑道埋め戻しおよび止水プラグ設置を原位置で実証する。現在、これに先立ち、既に掘削された試験坑道 6 周辺における EDZ の割れ目を含む地質構造分布や水理特性を把握するための調査に取り組んでいる。その他、処分孔への緩衝材定置や廃棄体回収など処分場の詳細設計・施工に係る技術オプションを開発している。

3. 今後の展開

今後、令和 6 年度末頃から 500m 試験坑道 8、9 の掘削に先立つボーリング調査を開始し、順次、各施工・調査・試験を実施する予定である。また、令和 8 年度から 350m 試験坑道 6 での坑道埋め戻しおよび止水プラグ設置の施工試験を行う予定である。

謝辞：本発表は HIP の成果の一部である。また、本研究の一部は、令和 5 年度より経済産業省資源エネルギー庁から受託している「高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業 (JPJ007597) (地層処分施設施工・操業技術確証試験)」の成果を使用している。

*Akira HAYANO, Japan Atomic Energy Agency, Horonobe Underground Research Center

バックエンド部会セッション

幌延国際共同プロジェクトの現状と今後の展開

Current Status and Future Prospects of the Horonobe International Project (HIP)

(4) タスク C : 実規模の人工バリアシステムの解体試験

(4) Task C: Full-scale Engineering Barrier System (EBS) Dismantling Experiment

*大野 宏和¹¹ 日本原子力研究開発機構 幌延深地層研究センター

1. 背景・目的

高レベル放射性廃物の地層処分において、人工バリア定置後のニアフィールドにおいては、廃棄体の放熱、地下水の浸潤とそれに伴う緩衝材の膨潤応力の発生、間隙水の化学的特性の変化、オーバーパックスの腐食など複数の現象が相互に影響し合った複雑な系となることが予想される。地層処分の安全評価においては、このような熱-水-応力-化学連成現象 (THMC 連成現象) を予測するための解析コードの整備が重要となる。幌延深地層研究センターの地下施設 (幌延 URL) では、実規模大の人工バリアを堆積岩に定置し、坑道の一部を埋め戻した人工バリア性能確認試験を実施し、ニアフィールドの過渡期状態変遷の評価に必要なデータを緩衝材や埋め戻し材中に設置したセンサーで取得している。タスク C は、それらのデータに加えて、人工バリア性能確認試験の解体試験で取得されるデータを用いて、連成現象の理解や解析コードの検証を国際共同プロジェクトとして実施するものである。

2. 実施内容と現状

タスク C では、既設センサーによるデータ計測の継続、解体試験計画の策定、解体試験の実施および解体試験のデータを使用した解析コードの検証を予定している。現在は、計測されたデータを基に解体試験のサンプリング案などについて参加機関と議論している。解体試験では、緩衝材や埋め戻し材の飽和度、乾燥密度、間隙水組成などを分析するとともに、人工バリア (緩衝材、模擬オーバーパックス)、埋め戻し材、コンクリート材料の界面現象を調査する予定である。解体試験のデータはセンサーで取得したデータとともに連成現象の理解や連成解析コードの検証データとして使用される。解析コードの検証に当たっては、参加機関が保有する解析コードの間の比較を行うことで、それぞれの解析コードの特性を把握するとともに、連成現象を説明するうえで重要となるプロセスを抽出する。

3. 今後の展開

人工バリア性能確認試験は、堆積岩・塩水系地下水が分布する幌延 URL の地質環境を一例とした、実規模大の原位置試験であり、2026 年度から開始する予定の解体試験で得られる情報は、塩水系地下水環境下におけるニアフィールドの連成現象を理解するうえで重要な情報となる。解体試験を含む原位置試験の解釈には様々な専門知識が必要とされるため、参加機関が保有する専門知識や解析評価結果を組み合わせることで、THMC 連成現象の理解と評価技術の高度化を目指す。

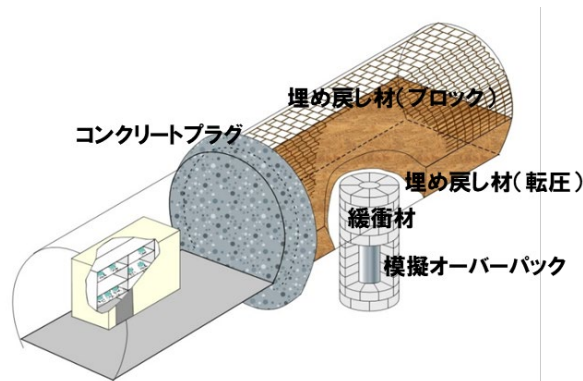


図 1 人工バリア性能確認試験の概要図

謝辞：本発表は、幌延国際共同プロジェクト (HIP) の成果の一部である。

*Hirokazu Ohno¹¹Japan Atomic Energy Agency, Horonobe Underground Research Center

📅 Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏛️ Room K(Recture RoomsB 2F B200)

[1K_PL] Current Status and Future Prospects of the Horonobe International Project

Chair: Akira Kirishima (Tohoku Univ.)

[1K_PL05] Discussion

Takeshi Ebashi¹, Minoru Emori², Kotaro Nakata³ (1. NUMO, 2. RWMC, 3. CRIEPI)

The Horonobe International Project (HIP) was started in 2023 with the participation of 11 organisations from 8 countries/regions. The HIP offers the Horonobe Underground Research Laboratory (URL) as a platform for international collaboration. The main objectives of the HIP are to develop and demonstrate advanced technologies to be used in repository design, operation and closure and a realistic safety assessment in deep geological disposal, and to encourage and train the next generation of engineers and researchers. In this session, JAEA will present the objectives of the HIP and the plans and current status of each task as an operating agent. Then, Japanese participating organizations, NUMO, CRIEPI, and RWMC, will present their opinions to the HIP, then comprehensive discussion will be held on expectations for the HIP in the future.

Planning Lecture | Board and Committee : Education Committee

📅 Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏢 Room
L(Recture RoomsB 2F B201)

[1L_PL] Issues and correspondance in the Global Nuclear Human Resource Development Initiative Project

Chair:Masayoshi Uno(Univ. of Fukui)

[1L_PL01]

Overview of the program

*Ken Kurosaki¹ (1. Kyoto Univ.)

[1L_PL02]

Development of curriculum and production of open educational resources

*Tamotsu Kozaki¹ (1. Hokkaido Univ.)

[1L_PL03]

Experiments and Practice Using Large Facilities

*Genichiro Wakabayashi¹ (1. Kindai Univ.)

[1L_PL04]

Current Issues and Correspondence

*Ken Kurosaki¹ (1. Kyoto Univ.)

[1L_PL05]

Nuclear Open Campus

*Toru Obara¹ (1. Tokyo Tech)

[1L_PL06]

Discussion

教育委員会セッション

国際原子力人材育成イニシアティブ事業において見えてきた課題と対応

Issues and correspondence in the Global Nuclear Human Resource Development Initiative Project

*黒崎 健¹, *小崎 完², *若林源一郎³, *小原 徹⁴¹京都大学, ²北海道大学, ³近畿大学, ⁴東京工業大学

(1) 事業の概要

文部科学省の国際原子力人材育成イニシアティブ事業は平成 22 年度にスタートしているが、令和 2 年度に事業の在り方が大きく見直されている。令和 2 年度までは、公募事業に採択された機関が個別に人材育成を行っていたところ、令和 2 年度以降は、我が国全体としての視点のもとで、一体的に原子力人材を育成している。これを効果的に進めるために、参画機関の横の連携を強化して、関係機関が一堂に会したコンソーシアムを形成している。コンソーシアムの正式名称は、「未来社会に向けた先進的原子力教育コンソーシアム」であり、英語表記 (Advanced Nuclear Education Consortium for the Future Society) の最初の 4 単語の頭文字をとって ANEC と称している。ANEC には、大学、研究機関、産業界から 60 を超える機関が参画している。また、ANEC には直接参画しないが、密に連携を図っている機関もある。ANEC では、カリキュラムグループ会議 (とりまとめ: 北大)、国際グループ会議 (とりまとめ: 東工大)、実験・実習グループ会議 (とりまとめ: 近大・京大)、産学連携グループ会議 (とりまとめ: 福井大) を設け、それぞれの会議体での議論をもとに、座学、国際経験、実験・実習、産学連携の領域で、原子力人材育成を進めている。これら会議体とは別に企画運営会議を設け、ANEC の現状評価、課題抽出、抽出された課題への対応、目指すべき方向性などについて議論している。企画運営会議は、令和 2 年度の採択機関である北大、東工大、高専機構、近大、京大、東北大、福井大の 7 機関に PD (名大・山本章夫教授)、PO (京大・黒崎)、文科省を加えたメンバーから構成されている。加えて、全ての機関が参画する総会を年に一度開催し、情報の共有を図っている。当日は、ここに記した ANEC の概要を簡単に紹介する。(京大・黒崎)

(2) カリキュラム開発とオープン教育教材制作

北大を拠点としたカリキュラムグループにおいては、オープン教材の作成とそれに関連する実習・見学などから構成されるカリキュラムの構築を進めている。令和 5 年度に新たに公開したオープン教材は 42 講義であり、それ以前に公開済の教材と合わせて 165 講義を公開するに至っている (2024 年 3 月末現在)。これに伴い、再生数も年々伸びており、年間で 5,000~18,000 件程度、平成 25 年度から現在までに累計再生数は 124,000 件を超えた。今後は、原子力・放射線分野全体の講義を体系的・網羅的に整備するとともに、それらを組み合わせたコース設定などが望まれる。また、初級から上級レベルまでの階層的な充実による、中高生へのアプローチ、リカレント教育への対応が課題である。令和 5 年度に収録・公開した中学校理科のモデル授業「持続可能な社会とエネルギー」(11 時間構成)、令和 5 年度に新規開講した大規模公開オンライン講座 (MOOC)「地層処分の科学」をその手始めとして、今後、さらなる展開を図る必要がある。一方、オープン教材で学んだ知識の定着の場として、実験・実習等が有効とされる。令和 5 年度は、日本原燃・電源開発 (大間)・環境研の見学会、JAEA (幌延、NSRR、タンデム) での実習、北大 (HUNS) での放射化実習、北海道電力 (泊発電所) 見学会などに年間約 140 名の学生が参加し、事前事後のアンケートから、その教育効果が確認された。今後は、オープン教材と組み合わせた教育プログラムを拡大し、その定着化を図ることが課題である。また、令和 5 年度に開催した、機械学習ワークショップ「ChatGPT と学ぶ機械学習・アプリ開発の基礎」のように、新たな分野を取り込んだカリキュラムの構築も必要である。さらに、学生の参加意欲を高める方策が不可欠であり、その試行の一つとして、令和 6 年度からオープンバッジによる履修証明を導入し、その効果を確認する計画である。(北大・小崎)

(3) 大型施設を用いた実験・実習

参画機関が保有する原子炉施設・大型実験施設を活用した実験・実習プログラムを整備して学生に提供し、教育機能を補い合うための拠点を構築することを目的とした事業「原子炉および大型実験施設等を活用した持続的な原子力人材育成拠点の構築」を実施している。主な活動・プログラムとしては、近畿大原子炉および KUCA を連携させた原子炉実習プログラムと実習教科書の整備（近大・京大）、信頼性工学に関する基礎実習と放射性廃棄物の計測に関する実習（東京都市大）、発電炉シミュレータ実習（東海大）、ダイナミトリオン加速器および重イオン加速器を利用した実験原子力総合実習（東北大）、金属材料研究所のホットラボ施設を活用した照射済み材料実習・放射性廃棄物分離分析実習（東北大）、廃止措置技術セミナーおよび JAEA の施設を活用したナトリウムと材料の濡れ性に関する実習・非破壊検査技術に関する実習・レーザー溶断メカニズムに関する実習（福井大・JAEA）、原子力発電教育シミュレータを用いた実習（福井大・原電）がある。この他に、参画機関がもつ産学連携・国際連携活動を活かしたプログラムを提供するものとして、関西電力大飯発電所の見学（福井大・関西電力）、韓国・慶熙大学校における原子炉実習（近大）、IAEA 原子力安全基準研修の開催（東海大）、ベトナム交流セミナー（福井大）、オンタリオ工科大学との連携教育活動（福井工大）などがある。今後もこれらの多彩な実習プログラムを充実させ、ANEC 参画大学・高専の学生に提供していきたい。（近大・若林）

(4) 課題とそれに対する対応

ANEC の活動を通じて、様々な課題が抽出されつつある。具体的には、ANEC で開発した教材の共有、ANEC の取組の認知度向上、他分野の学生・高校生へのアプローチ（いわゆるすそ野拡大）、産学連携の取組強化、ANEC 終了時のあるべき姿の検討などである。各課題に対する対応状況は、以下の通りである。

教材の共有に関しては、オンライン等ですでに公開済みのものは、ANEC のウェブサイトで集約・公開（リンクをはる等）している。公開されていないものは、共有や公開の範囲・方法について議論している。認知度向上に関しては、ANEC のウェブサイトを構築して公開している。原子力学会の企画セッションや展示ブース等の場を活用したり、成果報告会を開催したりすることで情報を発信している。リーフレットの作成と配布なども進めている。すそ野拡大に関しては、高校生・高専生を対象として、原子力オープンキャンパスを令和 5 年度から開催している。ANEC 参画機関がどのようなすそ野拡大活動を行っているか、例えば、大学 1 年次を対象とした共通教育科目での原子力・放射線に関する講義の有無等について、情報を収集し分析している。産学連携の取組強化に関しては、まずは、原子力人材の需要と供給のバランスがどのようになっているか知ることが大事だと考えている。その上で、産業界のニーズ把握のため産業界と教育組織との意見交換を実施したり、ANEC の取組をリスキリング教育に活用する仕組みを検討したりしている。ANEC の活動の持続性確保に関しては、ANEC 終了後を見据えて、持続的なマネジメント体制構築に向けた検討を進めている。（京大・黒崎）

(5) 原子力オープンキャンパス

ANEC では高校生・高専生に原子力教育・研究を行っている大学の学科・専攻及び原子力分野の仕事に関心を持ってもらうため原子力オープンキャンパスを令和 5（2023）年度から開催している。第 1 回の令和 5 年度は近畿大学で開催され、近畿大原子炉を用いた実習と大学・企業によるポスターセッションが行われた。

第 2 回の令和 6（2024）年度は東工大蔵前会館で 7 月 23 日（火）に開催された。開催内容は、午前中に東工大のペレトリオン加速器を用いた物理実験実習、午後に空想科学読本などの著書で高校生に人気の高い柳田理科雄氏と九州大学・京都フュージョニアリングの武田秀太郎氏の講演が行われ、二つの講演の間に各大学の原子力系学科・専攻、研究機関、企業によるポスターセッションが行われた。ポスターセッションの参加大学・機関は、ANEC、北大、東北大、東大、東工大、長岡技科大、福井大、福井工大、名大、京大、阪大、九大、東京都市大、早稲田大、近大、JAEA、東電 HD、IHI、東芝 ESS、日立、日揮グローバル、MHI、三菱電機の合計 23 大学・機関である。参加者数は、講演会・ポスターセッションは 173 名で、実習は定員 15 名で募集をしたところ多数の参加申込があったため急遽翌々日にも追加の実習を行い計 37 名が参加した。参加生徒の

約 1/3 は女子生徒であり多くの女子生徒が関心をもって参加してくれた。東京、神奈川、千葉、埼玉の近郊からの参加が多かったものの、それ以外の遠方からの参加者も全体の約 1/3 を占めており多くの高校生が遠方から参加してくれた。参加後のアンケートから講演、ポスターセッションとも大変好評であったことが確認された。また、大学での原子力の勉強や研究への関心や原子力分野の仕事への関心が増したという回答は 9 割以上と大変高い割合となった。本イベントの高校生・高専生への遡及効果は絶大であり今後も継続して開催することで原子力分野の若手人材の充実につながっていくことが期待できると思われる。(東工大・小原)

(6) 総合討論

当日各グループ会議から出された課題について、総合討論を行う。特に、国際原子力人材育成イニシアティブ事業を通じて見えてきた課題の一つである「原子力人材育成のすそ野拡大」について議論したい。

*Ken KUROSAKI¹, *Tamotsu KOZAKI², *Genichiro WAKABAYASHI³, *Toru OBARA⁴

¹Kyoto Univ., ²Hokkaido Univ., ³Kindai Univ., ⁴Tokyo Tech.,

教育委員会セッション

国際原子力人材育成イニシアティブ事業において見えてきた課題と対応

Issues and correspondence in the Global Nuclear Human Resource Development Initiative Project

*黒崎 健¹, *小崎 完², *若林源一郎³, *小原 徹⁴¹京都大学, ²北海道大学, ³近畿大学, ⁴東京工業大学

(1) 事業の概要

文部科学省の国際原子力人材育成イニシアティブ事業は平成 22 年度にスタートしているが、令和 2 年度に事業の在り方が大きく見直されている。令和 2 年度までは、公募事業に採択された機関が個別に人材育成を行っていたところ、令和 2 年度以降は、我が国全体としての視点のもとで、一体的に原子力人材を育成している。これを効果的に進めるために、参画機関の横の連携を強化して、関係機関が一堂に会したコンソーシアムを形成している。コンソーシアムの正式名称は、「未来社会に向けた先進的原子力教育コンソーシアム」であり、英語表記 (Advanced Nuclear Education Consortium for the Future Society) の最初の 4 単語の頭文字をとって ANEC と称している。ANEC には、大学、研究機関、産業界から 60 を超える機関が参画している。また、ANEC には直接参画しないが、密に連携を図っている機関もある。ANEC では、カリキュラムグループ会議 (とりまとめ: 北大)、国際グループ会議 (とりまとめ: 東工大)、実験・実習グループ会議 (とりまとめ: 近大・京大)、産学連携グループ会議 (とりまとめ: 福井大) を設け、それぞれの会議体での議論をもとに、座学、国際経験、実験・実習、産学連携の領域で、原子力人材育成を進めている。これら会議体とは別に企画運営会議を設け、ANEC の現状評価、課題抽出、抽出された課題への対応、目指すべき方向性などについて議論している。企画運営会議は、令和 2 年度の採択機関である北大、東工大、高専機構、近大、京大、東北大、福井大の 7 機関に PD (名大・山本章夫教授)、PO (京大・黒崎)、文科省を加えたメンバーから構成されている。加えて、全ての機関が参画する総会を年に一度開催し、情報の共有を図っている。当日は、ここに記した ANEC の概要を簡単に紹介する。(京大・黒崎)

(2) カリキュラム開発とオープン教育教材制作

北大を拠点としたカリキュラムグループにおいては、オープン教材の作成とそれに関連する実習・見学などから構成されるカリキュラムの構築を進めている。令和 5 年度に新たに公開したオープン教材は 42 講義であり、それ以前に公開済の教材と合わせて 165 講義を公開するに至っている (2024 年 3 月末現在)。これに伴い、再生数も年々伸びており、年間で 5,000~18,000 件程度、平成 25 年度から現在までに累計再生数は 124,000 件を超えた。今後は、原子力・放射線分野全体の講義を体系的・網羅的に整備するとともに、それらを組み合わせたコース設定などが望まれる。また、初級から上級レベルまでの階層的な充実による、中高生へのアプローチ、リカレント教育への対応が課題である。令和 5 年度に収録・公開した中学校理科のモデル授業「持続可能な社会とエネルギー」(11 時間構成)、令和 5 年度に新規開講した大規模公開オンライン講座 (MOOC)「地層処分の科学」をその手始めとして、今後、さらなる展開を図る必要がある。一方、オープン教材で学んだ知識の定着の場として、実験・実習等が有効とされる。令和 5 年度は、日本原燃・電源開発 (大間)・環境研の見学会、JAEA (幌延、NSRR、タンデム) での実習、北大 (HUNS) での放射化実習、北海道電力 (泊発電所) 見学会などに年間約 140 名の学生が参加し、事前事後のアンケートから、その教育効果が確認された。今後は、オープン教材と組み合わせた教育プログラムを拡大し、その定着化を図ることが課題である。また、令和 5 年度に開催した、機械学習ワークショップ「ChatGPT と学ぶ機械学習・アプリ開発の基礎」のように、新たな分野を取り込んだカリキュラムの構築も必要である。さらに、学生の参加意欲を高める方策が不可欠であり、その試行の一つとして、令和 6 年度からオープンバッジによる履修証明を導入し、その効果を確認する計画である。(北大・小崎)

(3) 大型施設を用いた実験・実習

参画機関が保有する原子炉施設・大型実験施設を活用した実験・実習プログラムを整備して学生に提供し、教育機能を補い合うための拠点を構築することを目的とした事業「原子炉および大型実験施設等を活用した持続的な原子力人材育成拠点の構築」を実施している。主な活動・プログラムとしては、近畿大原子炉および KUCA を連携させた原子炉実習プログラムと実習教科書の整備（近大・京大）、信頼性工学に関する基礎実習と放射性廃棄物の計測に関する実習（東京都市大）、発電炉シミュレータ実習（東海大）、ダイナミトロノ加速器および重イオン加速器を利用した実験原子力総合実習（東北大）、金属材料研究所のホットラボ施設を活用した照射済み材料実習・放射性廃棄物分離分析実習（東北大）、廃止措置技術セミナーおよび JAEA の施設を活用したナトリウムと材料の濡れ性に関する実習・非破壊検査技術に関する実習・レーザー溶断メカニズムに関する実習（福井大・JAEA）、原子力発電教育シミュレータを用いた実習（福井大・原電）がある。この他に、参画機関がもつ産学連携・国際連携活動を活かしたプログラムを提供するものとして、関西電力大飯発電所の見学（福井大・関西電力）、韓国・慶熙大学校における原子炉実習（近大）、IAEA 原子力安全基準研修の開催（東海大）、ベトナム交流セミナー（福井大）、オンタリオ工科大学との連携教育活動（福井工大）などがある。今後もこれらの多彩な実習プログラムを充実させ、ANEC 参画大学・高専の学生に提供していきたい。（近大・若林）

(4) 課題とそれに対する対応

ANEC の活動を通じて、様々な課題が抽出されつつある。具体的には、ANEC で開発した教材の共有、ANEC の取組の認知度向上、他分野の学生・高校生へのアプローチ（いわゆるすそ野拡大）、産学連携の取組強化、ANEC 終了時のあるべき姿の検討などである。各課題に対する対応状況は、以下の通りである。

教材の共有に関しては、オンライン等ですでに公開済みのものは、ANEC のウェブサイトで集約・公開（リンクをはる等）している。公開されていないものは、共有や公開の範囲・方法について議論している。認知度向上に関しては、ANEC のウェブサイトを構築して公開している。原子力学会の企画セッションや展示ブース等の場を活用したり、成果報告会を開催したりすることで情報を発信している。リーフレットの作成と配布なども進めている。すそ野拡大に関しては、高校生・高専生を対象として、原子力オープンキャンパスを令和 5 年度から開催している。ANEC 参画機関がどのようなすそ野拡大活動を行っているか、例えば、大学 1 年次を対象とした共通教育科目での原子力・放射線に関する講義の有無等について、情報を収集し分析している。産学連携の取組強化に関しては、まずは、原子力人材の需要と供給のバランスがどのようになっているか知ることが大事だと考えている。その上で、産業界のニーズ把握のため産業界と教育組織との意見交換を実施したり、ANEC の取組をリスキリング教育に活用する仕組みを検討したりしている。ANEC の活動の持続性確保に関しては、ANEC 終了後を見据えて、持続的なマネジメント体制構築に向けた検討を進めている。（京大・黒崎）

(5) 原子力オープンキャンパス

ANEC では高校生・高専生に原子力教育・研究を行っている大学の学科・専攻及び原子力分野の仕事に関心を持ってもらうため原子力オープンキャンパスを令和 5（2023）年度から開催している。第 1 回の令和 5 年度は近畿大学で開催され、近畿大原子炉を用いた実習と大学・企業によるポスターセッションが行われた。

第 2 回の令和 6（2024）年度は東工大蔵前会館で 7 月 23 日（火）に開催された。開催内容は、午前中に東工大のペレトロン加速器を用いた物理実験実習、午後に空想科学読本などの著書で高校生に人気の高い柳田理科雄氏と九州大学・京都フュージョニアリングの武田秀太郎氏の講演が行われ、二つの講演の間に各大学の原子力系学科・専攻、研究機関、企業によるポスターセッションが行われた。ポスターセッションの参加大学・機関は、ANEC、北大、東北大、東大、東工大、長岡技科大、福井大、福井工大、名大、京大、阪大、九大、東京都市大、早稲田大、近大、JAEA、東電 HD、IHI、東芝 ESS、日立、日揮グローバル、MHI、三菱電機の合計 23 大学・機関である。参加者数は、講演会・ポスターセッションは 173 名で、実習は定員 15 名で募集をしたところ多数の参加申込があったため急遽翌々日にも追加の実習を行い計 37 名が参加した。参加生徒の

約 1/3 は女子生徒であり多くの女子生徒が関心をもって参加してくれた。東京、神奈川、千葉、埼玉の近郊からの参加が多かったものの、それ以外の遠方からの参加者も全体の約 1/3 を占めており多くの高校生が遠方から参加してくれた。参加後のアンケートから講演、ポスターセッションとも大変好評であったことが確認された。また、大学での原子力の勉強や研究への関心や原子力分野の仕事への関心が増したという回答は 9 割以上と大変高い割合となった。本イベントの高校生・高専生への遡及効果は絶大であり今後も継続して開催することで原子力分野の若手人材の充実につながっていくことが期待できると思われる。(東工大・小原)

(6) 総合討論

当日各グループ会議から出された課題について、総合討論を行う。特に、国際原子力人材育成イニシアティブ事業を通じて見えてきた課題の一つである「原子力人材育成のすそ野拡大」について議論したい。

*Ken KUROSAKI¹, *Tamotsu KOZAKI², *Genichiro WAKABAYASHI³, *Toru OBARA⁴

¹Kyoto Univ., ²Hokkaido Univ., ³Kindai Univ., ⁴Tokyo Tech.,

教育委員会セッション

国際原子力人材育成イニシアティブ事業において見えてきた課題と対応

Issues and correspondence in the Global Nuclear Human Resource Development Initiative Project

*黒崎 健¹, *小崎 完², *若林源一郎³, *小原 徹⁴¹京都大学, ²北海道大学, ³近畿大学, ⁴東京工業大学

(1) 事業の概要

文部科学省の国際原子力人材育成イニシアティブ事業は平成 22 年度にスタートしているが、令和 2 年度に事業の在り方が大きく見直されている。令和 2 年度までは、公募事業に採択された機関が個別に人材育成を行っていたところ、令和 2 年度以降は、我が国全体としての視点のもとで、一体的に原子力人材を育成している。これを効果的に進めるために、参画機関の横の連携を強化して、関係機関が一堂に会したコンソーシアムを形成している。コンソーシアムの正式名称は、「未来社会に向けた先進的原子力教育コンソーシアム」であり、英語表記 (Advanced Nuclear Education Consortium for the Future Society) の最初の 4 単語の頭文字をとって ANEC と称している。ANEC には、大学、研究機関、産業界から 60 を超える機関が参画している。また、ANEC には直接参画しないが、密に連携を図っている機関もある。ANEC では、カリキュラムグループ会議 (とりまとめ: 北大)、国際グループ会議 (とりまとめ: 東工大)、実験・実習グループ会議 (とりまとめ: 近大・京大)、産学連携グループ会議 (とりまとめ: 福井大) を設け、それぞれの会議体での議論をもとに、座学、国際経験、実験・実習、産学連携の領域で、原子力人材育成を進めている。これら会議体とは別に企画運営会議を設け、ANEC の現状評価、課題抽出、抽出された課題への対応、目指すべき方向性などについて議論している。企画運営会議は、令和 2 年度の採択機関である北大、東工大、高専機構、近大、京大、東北大、福井大の 7 機関に PD (名大・山本章夫教授)、PO (京大・黒崎)、文科省を加えたメンバーから構成されている。加えて、全ての機関が参画する総会を年に一度開催し、情報の共有を図っている。当日は、ここに記した ANEC の概要を簡単に紹介する。(京大・黒崎)

(2) カリキュラム開発とオープン教育教材制作

北大を拠点としたカリキュラムグループにおいては、オープン教材の作成とそれに関連する実習・見学などから構成されるカリキュラムの構築を進めている。令和 5 年度に新たに公開したオープン教材は 42 講義であり、それ以前に公開済の教材と合わせて 165 講義を公開するに至っている (2024 年 3 月末現在)。これに伴い、再生数も年々伸びており、年間で 5,000~18,000 件程度、平成 25 年度から現在までに累計再生数は 124,000 件を超えた。今後は、原子力・放射線分野全体の講義を体系的・網羅的に整備するとともに、それらを組み合わせたコース設定などが望まれる。また、初級から上級レベルまでの階層的な充実による、中高生へのアプローチ、リカレント教育への対応が課題である。令和 5 年度に収録・公開した中学校理科のモデル授業「持続可能な社会とエネルギー」(11 時間構成)、令和 5 年度に新規開講した大規模公開オンライン講座 (MOOC)「地層処分の科学」をその手始めとして、今後、さらなる展開を図る必要がある。一方、オープン教材で学んだ知識の定着の場として、実験・実習等が有効とされる。令和 5 年度は、日本原燃・電源開発 (大間)・環境研の見学会、JAEA (幌延、NSRR、タンデム) での実習、北大 (HUNS) での放射化実習、北海道電力 (泊発電所) 見学会などに年間約 140 名の学生が参加し、事前事後のアンケートから、その教育効果が確認された。今後は、オープン教材と組み合わせた教育プログラムを拡大し、その定着化を図ることが課題である。また、令和 5 年度に開催した、機械学習ワークショップ「ChatGPT と学ぶ機械学習・アプリ開発の基礎」のように、新たな分野を取り込んだカリキュラムの構築も必要である。さらに、学生の参加意欲を高める方策が不可欠であり、その試行の一つとして、令和 6 年度からオープンバッジによる履修証明を導入し、その効果を確認する計画である。(北大・小崎)

(3) 大型施設を用いた実験・実習

参画機関が保有する原子炉施設・大型実験施設を活用した実験・実習プログラムを整備して学生に提供し、教育機能を補い合うための拠点を構築することを目的とした事業「原子炉および大型実験施設等を活用した持続的な原子力人材育成拠点の構築」を実施している。主な活動・プログラムとしては、近畿大原子炉および KUCA を連携させた原子炉実習プログラムと実習教科書の整備（近大・京大）、信頼性工学に関する基礎実習と放射性廃棄物の計測に関する実習（東京都市大）、発電炉シミュレータ実習（東海大）、ダイナミトロノ加速器および重イオン加速器を利用した実験原子力総合実習（東北大）、金属材料研究所のホットラボ施設を活用した照射済み材料実習・放射性廃棄物分離分析実習（東北大）、廃止措置技術セミナーおよび JAEA の施設を活用したナトリウムと材料の濡れ性に関する実習・非破壊検査技術に関する実習・レーザー溶断メカニズムに関する実習（福井大・JAEA）、原子力発電教育シミュレータを用いた実習（福井大・原電）がある。この他に、参画機関がもつ産学連携・国際連携活動を活かしたプログラムを提供するものとして、関西電力大飯発電所の見学（福井大・関西電力）、韓国・慶熙大学校における原子炉実習（近大）、IAEA 原子力安全基準研修の開催（東海大）、ベトナム交流セミナー（福井大）、オンタリオ工科大学との連携教育活動（福井工大）などがある。今後もこれらの多彩な実習プログラムを充実させ、ANEC 参画大学・高専の学生に提供していきたい。（近大・若林）

(4) 課題とそれに対する対応

ANEC の活動を通じて、様々な課題が抽出されつつある。具体的には、ANEC で開発した教材の共有、ANEC の取組の認知度向上、他分野の学生・高校生へのアプローチ（いわゆるすそ野拡大）、産学連携の取組強化、ANEC 終了時のあるべき姿の検討などである。各課題に対する対応状況は、以下の通りである。

教材の共有に関しては、オンライン等ですでに公開済みのものは、ANEC のウェブサイトで集約・公開（リンクをはる等）している。公開されていないものは、共有や公開の範囲・方法について議論している。認知度向上に関しては、ANEC のウェブサイトを構築して公開している。原子力学会の企画セッションや展示ブース等の場を活用したり、成果報告会を開催したりすることで情報を発信している。リーフレットの作成と配布なども進めている。すそ野拡大に関しては、高校生・高専生を対象として、原子力オープンキャンパスを令和 5 年度から開催している。ANEC 参画機関がどのようなすそ野拡大活動を行っているか、例えば、大学 1 年次を対象とした共通教育科目での原子力・放射線に関する講義の有無等について、情報を収集し分析している。産学連携の取組強化に関しては、まずは、原子力人材の需要と供給のバランスがどのようになっているか知ることが大事だと考えている。その上で、産業界のニーズ把握のため産業界と教育組織との意見交換を実施したり、ANEC の取組をリスキリング教育に活用する仕組みを検討したりしている。ANEC の活動の持続性確保に関しては、ANEC 終了後を見据えて、持続的なマネジメント体制構築に向けた検討を進めている。（京大・黒崎）

(5) 原子力オープンキャンパス

ANEC では高校生・高専生に原子力教育・研究を行っている大学の学科・専攻及び原子力分野の仕事に関心を持ってもらうため原子力オープンキャンパスを令和 5（2023）年度から開催している。第 1 回の令和 5 年度は近畿大学で開催され、近畿大原子炉を用いた実習と大学・企業によるポスターセッションが行われた。

第 2 回の令和 6（2024）年度は東工大蔵前会館で 7 月 23 日（火）に開催された。開催内容は、午前中に東工大のペレトロン加速器を用いた物理実験実習、午後に空想科学読本などの著書で高校生に人気の高い柳田理科雄氏と九州大学・京都フュージョニアリングの武田秀太郎氏の講演が行われ、二つの講演の間に各大学の原子力系学科・専攻、研究機関、企業によるポスターセッションが行われた。ポスターセッションの参加大学・機関は、ANEC、北大、東北大、東大、東工大、長岡技科大、福井大、福井工大、名大、京大、阪大、九大、東京都市大、早稲田大、近大、JAEA、東電 HD、IHI、東芝 ESS、日立、日揮グローバル、MHI、三菱電機の合計 23 大学・機関である。参加者数は、講演会・ポスターセッションは 173 名で、実習は定員 15 名で募集をしたところ多数の参加申込があったため急遽翌々日にも追加の実習を行い計 37 名が参加した。参加生徒の

約 1/3 は女子生徒であり多くの女子生徒が関心をもって参加してくれた。東京、神奈川、千葉、埼玉の近郊からの参加が多かったものの、それ以外の遠方からの参加者も全体の約 1/3 を占めており多くの高校生が遠方から参加してくれた。参加後のアンケートから講演、ポスターセッションとも大変好評であったことが確認された。また、大学での原子力の勉強や研究への関心や原子力分野の仕事への関心が増したという回答は 9 割以上と大変高い割合となった。本イベントの高校生・高専生への遡及効果は絶大であり今後も継続して開催することで原子力分野の若手人材の充実につながっていくことが期待できると思われる。(東工大・小原)

(6) 総合討論

当日各グループ会議から出された課題について、総合討論を行う。特に、国際原子力人材育成イニシアティブ事業を通じて見えてきた課題の一つである「原子力人材育成のすそ野拡大」について議論したい。

*Ken KUROSAKI¹, *Tamotsu KOZAKI², *Genichiro WAKABAYASHI³, *Toru OBARA⁴

¹Kyoto Univ., ²Hokkaido Univ., ³Kindai Univ., ⁴Tokyo Tech.,

教育委員会セッション

国際原子力人材育成イニシアティブ事業において見えてきた課題と対応

Issues and correspondence in the Global Nuclear Human Resource Development Initiative Project

*黒崎 健¹, *小崎 完², *若林源一郎³, *小原 徹⁴¹京都大学, ²北海道大学, ³近畿大学, ⁴東京工業大学

(1) 事業の概要

文部科学省の国際原子力人材育成イニシアティブ事業は平成 22 年度にスタートしているが、令和 2 年度に事業の在り方が大きく見直されている。令和 2 年度までは、公募事業に採択された機関が個別に人材育成を行っていたところ、令和 2 年度以降は、我が国全体としての視点のもとで、一体的に原子力人材を育成している。これを効果的に進めるために、参画機関の横の連携を強化して、関係機関が一堂に会したコンソーシアムを形成している。コンソーシアムの正式名称は、「未来社会に向けた先進的原子力教育コンソーシアム」であり、英語表記 (Advanced Nuclear Education Consortium for the Future Society) の最初の 4 単語の頭文字をとって ANEC と称している。ANEC には、大学、研究機関、産業界から 60 を超える機関が参画している。また、ANEC には直接参画しないが、密に連携を図っている機関もある。ANEC では、カリキュラムグループ会議 (とりまとめ: 北大)、国際グループ会議 (とりまとめ: 東工大)、実験・実習グループ会議 (とりまとめ: 近大・京大)、産学連携グループ会議 (とりまとめ: 福井大) を設け、それぞれの会議体での議論をもとに、座学、国際経験、実験・実習、産学連携の領域で、原子力人材育成を進めている。これら会議体とは別に企画運営会議を設け、ANEC の現状評価、課題抽出、抽出された課題への対応、目指すべき方向性などについて議論している。企画運営会議は、令和 2 年度の採択機関である北大、東工大、高専機構、近大、京大、東北大、福井大の 7 機関に PD (名大・山本章夫教授)、PO (京大・黒崎)、文科省を加えたメンバーから構成されている。加えて、全ての機関が参画する総会を年に一度開催し、情報の共有を図っている。当日は、ここに記した ANEC の概要を簡単に紹介する。(京大・黒崎)

(2) カリキュラム開発とオープン教育教材制作

北大を拠点としたカリキュラムグループにおいては、オープン教材の作成とそれに関連する実習・見学などから構成されるカリキュラムの構築を進めている。令和 5 年度に新たに公開したオープン教材は 42 講義であり、それ以前に公開済の教材と合わせて 165 講義を公開するに至っている (2024 年 3 月末現在)。これに伴い、再生数も年々伸びており、年間で 5,000~18,000 件程度、平成 25 年度から現在までに累計再生数は 124,000 件を超えた。今後は、原子力・放射線分野全体の講義を体系的・網羅的に整備するとともに、それらを組み合わせたコース設定などが望まれる。また、初級から上級レベルまでの階層的な充実による、中高生へのアプローチ、リカレント教育への対応が課題である。令和 5 年度に収録・公開した中学校理科のモデル授業「持続可能な社会とエネルギー」(11 時間構成)、令和 5 年度に新規開講した大規模公開オンライン講座 (MOOC)「地層処分の科学」をその手始めとして、今後、さらなる展開を図る必要がある。一方、オープン教材で学んだ知識の定着の場として、実験・実習等が有効とされる。令和 5 年度は、日本原燃・電源開発 (大間)・環境研の見学会、JAEA (幌延、NSRR、タンデム) での実習、北大 (HUNS) での放射化実習、北海道電力 (泊発電所) 見学会などに年間約 140 名の学生が参加し、事前事後のアンケートから、その教育効果が確認された。今後は、オープン教材と組み合わせた教育プログラムを拡大し、その定着化を図ることが課題である。また、令和 5 年度に開催した、機械学習ワークショップ「ChatGPT と学ぶ機械学習・アプリ開発の基礎」のように、新たな分野を取り込んだカリキュラムの構築も必要である。さらに、学生の参加意欲を高める方策が不可欠であり、その試行の一つとして、令和 6 年度からオープンバッジによる履修証明を導入し、その効果を確認する計画である。(北大・小崎)

(3) 大型施設を用いた実験・実習

参画機関が保有する原子炉施設・大型実験施設を活用した実験・実習プログラムを整備して学生に提供し、教育機能を補い合うための拠点を構築することを目的とした事業「原子炉および大型実験施設等を活用した持続的な原子力人材育成拠点の構築」を実施している。主な活動・プログラムとしては、近畿大原子炉および KUCA を連携させた原子炉実習プログラムと実習教科書の整備（近大・京大）、信頼性工学に関する基礎実習と放射性廃棄物の計測に関する実習（東京都市大）、発電炉シミュレータ実習（東海大）、ダイナミトリオン加速器および重イオン加速器を利用した実験原子力総合実習（東北大）、金属材料研究所のホットラボ施設を活用した照射済み材料実習・放射性廃棄物分離分析実習（東北大）、廃止措置技術セミナーおよび JAEA の施設を活用したナトリウムと材料の濡れ性に関する実習・非破壊検査技術に関する実習・レーザー溶断メカニズムに関する実習（福井大・JAEA）、原子力発電教育シミュレータを用いた実習（福井大・原電）がある。この他に、参画機関がもつ産学連携・国際連携活動を活かしたプログラムを提供するものとして、関西電力大飯発電所の見学（福井大・関西電力）、韓国・慶熙大学校における原子炉実習（近大）、IAEA 原子力安全基準研修の開催（東海大）、ベトナム交流セミナー（福井大）、オンタリオ工科大学との連携教育活動（福井工大）などがある。今後もこれらの多彩な実習プログラムを充実させ、ANEC 参画大学・高専の学生に提供していきたい。（近大・若林）

(4) 課題とそれに対する対応

ANEC の活動を通じて、様々な課題が抽出されつつある。具体的には、ANEC で開発した教材の共有、ANEC の取組の認知度向上、他分野の学生・高校生へのアプローチ（いわゆるすそ野拡大）、産学連携の取組強化、ANEC 終了時のあるべき姿の検討などである。各課題に対する対応状況は、以下の通りである。

教材の共有に関しては、オンライン等ですでに公開済みのものは、ANEC のウェブサイトで集約・公開（リンクをはる等）している。公開されていないものは、共有や公開の範囲・方法について議論している。認知度向上に関しては、ANEC のウェブサイトを構築して公開している。原子力学会の企画セッションや展示ブース等の場を活用したり、成果報告会を開催したりすることで情報を発信している。リーフレットの作成と配布なども進めている。すそ野拡大に関しては、高校生・高専生を対象として、原子力オープンキャンパスを令和 5 年度から開催している。ANEC 参画機関がどのようなすそ野拡大活動を行っているか、例えば、大学 1 年次を対象とした共通教育科目での原子力・放射線に関する講義の有無等について、情報を収集し分析している。産学連携の取組強化に関しては、まずは、原子力人材の需要と供給のバランスがどのようになっているか知ることが大事だと考えている。その上で、産業界のニーズ把握のため産業界と教育組織との意見交換を実施したり、ANEC の取組をリスキリング教育に活用する仕組みを検討したりしている。ANEC の活動の持続性確保に関しては、ANEC 終了後を見据えて、持続的なマネジメント体制構築に向けた検討を進めている。（京大・黒崎）

(5) 原子力オープンキャンパス

ANEC では高校生・高専生に原子力教育・研究を行っている大学の学科・専攻及び原子力分野の仕事に関心を持ってもらうため原子力オープンキャンパスを令和 5（2023）年度から開催している。第 1 回の令和 5 年度は近畿大学で開催され、近畿大原子炉を用いた実習と大学・企業によるポスターセッションが行われた。

第 2 回の令和 6（2024）年度は東工大蔵前会館で 7 月 23 日（火）に開催された。開催内容は、午前中に東工大のペレトリオン加速器を用いた物理実験実習、午後に空想科学読本などの著書で高校生に人気の高い柳田理科雄氏と九州大学・京都フュージョニアリングの武田秀太郎氏の講演が行われ、二つの講演の間に各大学の原子力系学科・専攻、研究機関、企業によるポスターセッションが行われた。ポスターセッションの参加大学・機関は、ANEC、北大、東北大、東大、東工大、長岡技科大、福井大、福井工大、名大、京大、阪大、九大、東京都市大、早稲田大、近大、JAEA、東電 HD、IHI、東芝 ESS、日立、日揮グローバル、MHI、三菱電機の合計 23 大学・機関である。参加者数は、講演会・ポスターセッションは 173 名で、実習は定員 15 名で募集をしたところ多数の参加申込があったため急遽翌々日にも追加の実習を行い計 37 名が参加した。参加生徒の

約 1/3 は女子生徒であり多くの女子生徒が関心をもって参加してくれた。東京、神奈川、千葉、埼玉の近郊からの参加が多かったものの、それ以外の遠方からの参加者も全体の約 1/3 を占めており多くの高校生が遠方から参加してくれた。参加後のアンケートから講演、ポスターセッションとも大変好評であったことが確認された。また、大学での原子力の勉強や研究への関心や原子力分野の仕事への関心が増したという回答は 9 割以上と大変高い割合となった。本イベントの高校生・高専生への遡及効果は絶大であり今後も継続して開催することで原子力分野の若手人材の充実につながっていくことが期待できると思われる。(東工大・小原)

(6) 総合討論

当日各グループ会議から出された課題について、総合討論を行う。特に、国際原子力人材育成イニシアティブ事業を通じて見えてきた課題の一つである「原子力人材育成のすそ野拡大」について議論したい。

*Ken KUROSAKI¹, *Tamotsu KOZAKI², *Genichiro WAKABAYASHI³, *Toru OBARA⁴

¹Kyoto Univ., ²Hokkaido Univ., ³Kindai Univ., ⁴Tokyo Tech.,

教育委員会セッション

国際原子力人材育成イニシアティブ事業において見えてきた課題と対応

Issues and correspondence in the Global Nuclear Human Resource Development Initiative Project

*黒崎 健¹, *小崎 完², *若林源一郎³, *小原 徹⁴¹京都大学, ²北海道大学, ³近畿大学, ⁴東京工業大学

(1) 事業の概要

文部科学省の国際原子力人材育成イニシアティブ事業は平成 22 年度にスタートしているが、令和 2 年度に事業の在り方が大きく見直されている。令和 2 年度までは、公募事業に採択された機関が個別に人材育成を行っていたところ、令和 2 年度以降は、我が国全体としての視点のもとで、一体的に原子力人材を育成している。これを効果的に進めるために、参画機関の横の連携を強化して、関係機関が一堂に会したコンソーシアムを形成している。コンソーシアムの正式名称は、「未来社会に向けた先進的原子力教育コンソーシアム」であり、英語表記 (Advanced Nuclear Education Consortium for the Future Society) の最初の 4 単語の頭文字をとって ANEC と称している。ANEC には、大学、研究機関、産業界から 60 を超える機関が参画している。また、ANEC には直接参画しないが、密に連携を図っている機関もある。ANEC では、カリキュラムグループ会議 (とりまとめ: 北大)、国際グループ会議 (とりまとめ: 東工大)、実験・実習グループ会議 (とりまとめ: 近大・京大)、産学連携グループ会議 (とりまとめ: 福井大) を設け、それぞれの会議体での議論をもとに、座学、国際経験、実験・実習、産学連携の領域で、原子力人材育成を進めている。これら会議体とは別に企画運営会議を設け、ANEC の現状評価、課題抽出、抽出された課題への対応、目指すべき方向性などについて議論している。企画運営会議は、令和 2 年度の採択機関である北大、東工大、高専機構、近大、京大、東北大、福井大の 7 機関に PD (名大・山本章夫教授)、PO (京大・黒崎)、文科省を加えたメンバーから構成されている。加えて、全ての機関が参画する総会を年に一度開催し、情報の共有を図っている。当日は、ここに記した ANEC の概要を簡単に紹介する。(京大・黒崎)

(2) カリキュラム開発とオープン教育教材制作

北大を拠点としたカリキュラムグループにおいては、オープン教材の作成とそれに関連する実習・見学などから構成されるカリキュラムの構築を進めている。令和 5 年度に新たに公開したオープン教材は 42 講義であり、それ以前に公開済の教材と合わせて 165 講義を公開するに至っている (2024 年 3 月末現在)。これに伴い、再生数も年々伸びており、年間で 5,000~18,000 件程度、平成 25 年度から現在までに累計再生数は 124,000 件を超えた。今後は、原子力・放射線分野全体の講義を体系的・網羅的に整備するとともに、それらを組み合わせたコース設定などが望まれる。また、初級から上級レベルまでの階層的な充実による、中高生へのアプローチ、リカレント教育への対応が課題である。令和 5 年度に収録・公開した中学校理科のモデル授業「持続可能な社会とエネルギー」(11 時間構成)、令和 5 年度に新規開講した大規模公開オンライン講座 (MOOC)「地層処分の科学」をその手始めとして、今後、さらなる展開を図る必要がある。一方、オープン教材で学んだ知識の定着の場として、実験・実習等が有効とされる。令和 5 年度は、日本原燃・電源開発 (大間)・環境研の見学会、JAEA (幌延、NSRR、タンデム) での実習、北大 (HUNS) での放射化実習、北海道電力 (泊発電所) 見学会などに年間約 140 名の学生が参加し、事前事後のアンケートから、その教育効果が確認された。今後は、オープン教材と組み合わせた教育プログラムを拡大し、その定着化を図ることが課題である。また、令和 5 年度に開催した、機械学習ワークショップ「ChatGPT と学ぶ機械学習・アプリ開発の基礎」のように、新たな分野を取り込んだカリキュラムの構築も必要である。さらに、学生の参加意欲を高める方策が不可欠であり、その試行の一つとして、令和 6 年度からオープンバッジによる履修証明を導入し、その効果を確認する計画である。(北大・小崎)

(3) 大型施設を用いた実験・実習

参画機関が保有する原子炉施設・大型実験施設を活用した実験・実習プログラムを整備して学生に提供し、教育機能を補い合うための拠点を構築することを目的とした事業「原子炉および大型実験施設等を活用した持続的な原子力人材育成拠点の構築」を実施している。主な活動・プログラムとしては、近畿大原子炉および KUCA を連携させた原子炉実習プログラムと実習教科書の整備（近大・京大）、信頼性工学に関する基礎実習と放射性廃棄物の計測に関する実習（東京都市大）、発電炉シミュレータ実習（東海大）、ダイナミトリオン加速器および重イオン加速器を利用した実験原子力総合実習（東北大）、金属材料研究所のホットラボ施設を活用した照射済み材料実習・放射性廃棄物分離分析実習（東北大）、廃止措置技術セミナーおよび JAEA の施設を活用したナトリウムと材料の濡れ性に関する実習・非破壊検査技術に関する実習・レーザー溶断メカニズムに関する実習（福井大・JAEA）、原子力発電教育シミュレータを用いた実習（福井大・原電）がある。この他に、参画機関がもつ産学連携・国際連携活動を活かしたプログラムを提供するものとして、関西電力大飯発電所の見学（福井大・関西電力）、韓国・慶熙大学校における原子炉実習（近大）、IAEA 原子力安全基準研修の開催（東海大）、ベトナム交流セミナー（福井大）、オンタリオ工科大学との連携教育活動（福井工大）などがある。今後もこれらの多彩な実習プログラムを充実させ、ANEC 参画大学・高専の学生に提供していきたい。（近大・若林）

(4) 課題とそれに対する対応

ANEC の活動を通じて、様々な課題が抽出されつつある。具体的には、ANEC で開発した教材の共有、ANEC の取組の認知度向上、他分野の学生・高校生へのアプローチ（いわゆるすそ野拡大）、産学連携の取組強化、ANEC 終了時のあるべき姿の検討などである。各課題に対する対応状況は、以下の通りである。

教材の共有に関しては、オンライン等ですでに公開済みのものは、ANEC のウェブサイトで集約・公開（リンクをはる等）している。公開されていないものは、共有や公開の範囲・方法について議論している。認知度向上に関しては、ANEC のウェブサイトを構築して公開している。原子力学会の企画セッションや展示ブース等の場を活用したり、成果報告会を開催したりすることで情報を発信している。リーフレットの作成と配布なども進めている。すそ野拡大に関しては、高校生・高専生を対象として、原子力オープンキャンパスを令和 5 年度から開催している。ANEC 参画機関がどのようなすそ野拡大活動を行っているか、例えば、大学 1 年次を対象とした共通教育科目での原子力・放射線に関する講義の有無等について、情報を収集し分析している。産学連携の取組強化に関しては、まずは、原子力人材の需要と供給のバランスがどのようになっているか知ることが大事だと考えている。その上で、産業界のニーズ把握のため産業界と教育組織との意見交換を実施したり、ANEC の取組をリスキリング教育に活用する仕組みを検討したりしている。ANEC の活動の持続性確保に関しては、ANEC 終了後を見据えて、持続的なマネジメント体制構築に向けた検討を進めている。（京大・黒崎）

(5) 原子力オープンキャンパス

ANEC では高校生・高専生に原子力教育・研究を行っている大学の学科・専攻及び原子力分野の仕事に関心を持ってもらうため原子力オープンキャンパスを令和 5（2023）年度から開催している。第 1 回の令和 5 年度は近畿大学で開催され、近畿大原子炉を用いた実習と大学・企業によるポスターセッションが行われた。

第 2 回の令和 6（2024）年度は東工大蔵前会館で 7 月 23 日（火）に開催された。開催内容は、午前中に東工大のペレトリオン加速器を用いた物理実験実習、午後に空想科学読本などの著書で高校生に人気の高い柳田理科雄氏と九州大学・京都フュージョニアリングの武田秀太郎氏の講演が行われ、二つの講演の間に各大学の原子力系学科・専攻、研究機関、企業によるポスターセッションが行われた。ポスターセッションの参加大学・機関は、ANEC、北大、東北大、東大、東工大、長岡技科大、福井大、福井工大、名大、京大、阪大、九大、東京都市大、早稲田大、近大、JAEA、東電 HD、IHI、東芝 ESS、日立、日揮グローバル、MHI、三菱電機の合計 23 大学・機関である。参加者数は、講演会・ポスターセッションは 173 名で、実習は定員 15 名で募集をしたところ多数の参加申込があったため急遽翌々日にも追加の実習を行い計 37 名が参加した。参加生徒の

約 1/3 は女子生徒であり多くの女子生徒が関心をもって参加してくれた。東京、神奈川、千葉、埼玉の近郊からの参加が多かったものの、それ以外の遠方からの参加者も全体の約 1/3 を占めており多くの高校生が遠方から参加してくれた。参加後のアンケートから講演、ポスターセッションとも大変好評であったことが確認された。また、大学での原子力の勉強や研究への関心や原子力分野の仕事への関心が増したという回答は 9 割以上と大変高い割合となった。本イベントの高校生・高専生への遡及効果は絶大であり今後も継続して開催することで原子力分野の若手人材の充実につながっていくことが期待できると思われる。(東工大・小原)

(6) 総合討論

当日各グループ会議から出された課題について、総合討論を行う。特に、国際原子力人材育成イニシアティブ事業を通じて見えてきた課題の一つである「原子力人材育成のすそ野拡大」について議論したい。

*Ken KUROSAKI¹, *Tamotsu KOZAKI², *Genichiro WAKABAYASHI³, *Toru OBARA⁴

¹Kyoto Univ., ²Hokkaido Univ., ³Kindai Univ., ⁴Tokyo Tech.,

Planning Lecture | Board and Committee : Education Committee

📅 Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏢 Room
L(Recture RoomsB 2F B201)

[1L_PL] Issues and correspondance in the Global Nuclear Human Resource Development Initiative Project

Chair: Masayoshi Uno(Univ. of Fukui)

[1L_PL06] Discussion

現在、文部科学省の国際原子力人材育成イニシアティブ事業では、令和2年度に採択された6課題7機関を中心にANECと称するコンソーシアムを形成し、我が国全体として原子力分野の人材育成を推進している。本企画セッションでは、本事業を通じて見えてきた原子力人材育成の課題とその対応について討論する。特に、課題の一つである「原子力人材育成のすそ野拡大」について、最後の総合討論の時間を使って会場参加者全員で討論する。

Planning Lecture | Over view Report : Research Committee on Space Nuclear Technologies

📅 Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏢 Room
M(Recture RoomsB 2F B202)

[1M_PL] Nuclear x Space: possibilities and prospects for space nuclear technology

Chair:Jun Nishiyama(TCU)

[1M_PL01]

Establishment of Research Committee on Space Nuclear Technologies

*Naoyuki Takaki¹ (1. TCU)

[1M_PL02]

Past and future prospects for the use of nuclear energy in space

*Osamu Kawasaki¹ (1. JAXA)

[1M_PL03]

Panel discussion "Prospects for domestic space exploration and nuclear energy"

All Research Committee Members

[1M_PL04]

Free discussion

総合講演・報告「宇宙原子力技術」研究専門委員会

原子力×宇宙：宇宙原子力技術の可能性と展望

Nuclear×Space： Possibilities and prospects of space nuclear technology

*高木 直行¹, *川崎 治², 西山 潤¹¹ 東京都市大学、²JAXA

1. 背景

近年の科学技術の発展とともに、天体物理や宇宙化学分野における知の探究や人類の活動範囲拡大を目的として、太陽系外縁天体や地球外の生命の探査、有人火星探査などのプロジェクトが検討・実施されている。これら宇宙探査には機器の動力源としての電源が必須だが、木星以遠になると太陽光強度は 1/25 以下に減少するため、太陽パネルや蓄電池に依存する限りは探査範囲や観測内容に制約が生じる。従って、例えば太陽系外縁や生命の存在が期待されている木星の衛星エウロパや土星の衛星エンケラドスなどの探査、頻繁に砂嵐の吹き荒れ日光が遮断される火星表面への有人基地建設、月の極地や堅穴内の探査活動などには、原子力エネルギーが最有力な選択肢となる。

2. 原子力電池の活用実績

世界（特にアメリカやロシア）では、放射性同位体を用いた電源利用・熱源利用、宇宙基地用の小型原子炉、ロケット推進のための原子炉技術などの研究開発が長年進められてきており、中でも原子力電池（Radioisotope thermoelectric generator; RTG）は実際に宇宙探査に使われた多数の実績がある。

RTG はアメリカのボイジャー計画による外惑星探査をはじめ数多くの探査に使用されている。近年では火星探査車キュリオシティ、パーシビアランスによる火星探査や、探査機カッシーニによる土星探査があり、特に土星の衛星エンケラドスの探査では地下に液体の海が存在することを示す氷のブルーム噴出を発見する成果をあげている。図 1 にキュリオシティ計画に用いられた最新式の RTG の構成図を示す。これは Pu-238 ペレットを束ねてモジュール化した熱源(GPHS)の個数を調整することにより、様々な出力要請に対応できる多目的原子力電池（Multi-mission radioisotope thermoelectric generator; MMRTG）である。PbTe/TAGS ベースの熱電対を用い一つのモジュール出力は 100～125 W であり、電気への変換効率は 5～10%であるが、残りの熱は電子機器の保温加熱に有効活用されている。

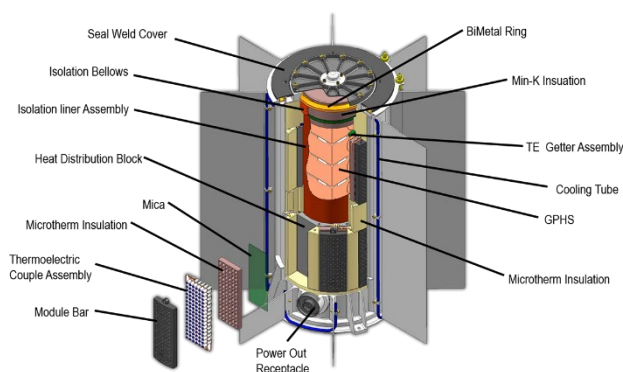


図1 キュリオシティ計画(2011 年打ち上げ)に搭載された多目的原子力電池 MMRTG (Image: NASA via Slideplayer)

こうした RTG は、熱源となる放射性同位元素や電池の構成は異なるものの欧州、中国、韓国でも開発が行われているが、日本では同分野の研究事例は少数ながら存在するものの取り組みの規模は小さく、組織間の連携も薄い状況にある。実際に探査に適用された事例は皆無である。一方で、日本には小惑星探査機「はやぶさ」に代表される無人探査の実績の他、電気推進技術や高性能宇宙用電池などの要素技術力が蓄積されており、原子力との組み合わせに適した宇宙用技術に強みがある。

こうした RTG は、熱源となる放射性同位元素や電池の構成は異なるものの欧州、中国、韓国でも開発が行われているが、日本では同分野の研究事例は少数ながら存在するものの取り組みの規模は小さく、組織間の連携も薄い状況にある。実際に探査に適用された事例は皆無である。一方で、日本には小惑星探査機「はやぶさ」に代表される無人探査の実績の他、電気推進技術や高性能宇宙用電池などの要素技術力が蓄積されており、原子力との組み合わせに適した宇宙用技術に強みがある。

2. 委員会の目的

本専門委員会では、日本における宇宙探査や宇宙開発にさらなる発展と飛躍をもたらす「原子力技術の具体的な応用法やその適用可能性」を提示することを目的として 2023 年 11 月から活動を開始した。二カ月に一度程度の頻度で委員会を催し、原子力技術の宇宙利用に関する世界の最新動向調査や、原子力技術応用に適した具体的な宇宙探査ミッションに要求される性能、技術的制限や規制、現状の技術レベルについて取り

まとめていく予定である。

こうした原子力と宇宙技術の両分野の専門家から構成される委員会活動は、宇宙分野と原子力分野の連携を強化し、我が国の基幹科学技術分野における研究開発の活性化に資するものと期待される。

3. 総合講演「原子力×宇宙：宇宙原子力技術の可能性と展望」

本企画セッションでは、はじめに本委員会の設立趣旨および活動の概要について説明を行う。次に、日本および世界各国の宇宙探査や宇宙開発に関する戦略について紹介する。続いて、宇宙探査などに適用する原子力技術について、国内における研究開発実績や状況についてパネリスト（各所属組織、主に委員）から紹介し、今後の宇宙開発と原子力のかかわりや展望についてパネル討論を行う。引き続きセッション参加者を交えて自由討論を行う。

1. 「宇宙原子力技術」研究専門委員会設立について
2. これまでの原子力の宇宙利用と将来展望
3. パネル討論「国内の宇宙開発と原子力の展望」
4. 自由討論

本セッションは、「宇宙原子力技術」研究専門員会の活動をまずは原子力学会内で知っていただくとともに、参加者、特に原子力に関わる多分野の専門家から、今後の宇宙と原子力のかかわり方、原子力技術の宇宙利用への展開、逆に極限環境における宇宙技術の地上や社会へ還元する応用方法等について広く意見をいただきたいと考えている。

*Naoyuki Takaki¹, *Osamu Kawasaki², Jun Nishiyama¹

¹Tokyo City University, ²JAXA

総合講演・報告「宇宙原子力技術」研究専門委員会

原子力×宇宙：宇宙原子力技術の可能性と展望

Nuclear×Space： Possibilities and prospects of space nuclear technology

*高木 直行¹, *川崎 治², 西山 潤¹¹ 東京都市大学、²JAXA

1. 背景

近年の科学技術の発展とともに、天体物理や宇宙化学分野における知の探究や人類の活動範囲拡大を目的として、太陽系外縁天体や地球外の生命の探査、有人火星探査などのプロジェクトが検討・実施されている。これら宇宙探査には機器の動力源としての電源が必須だが、木星以遠になると太陽光強度は1/25以下に減少するため、太陽パネルや蓄電池に依存する限りは探査範囲や観測内容に制約が生じる。従って、例えば太陽系外縁や生命の存在が期待されている木星の衛星エウロパや土星の衛星エンケラドスなどの探査、頻繁に砂嵐の吹き荒れ日光が遮断される火星表面への有人基地建設、月の極地や堅穴内の探査活動などには、原子力エネルギーが最有力な選択肢となる。

2. 原子力電池の活用実績

世界（特にアメリカやロシア）では、放射性同位体を用いた電源利用・熱源利用、宇宙基地用の小型原子炉、ロケット推進のための原子炉技術などの研究開発が長年進められてきており、中でも原子力電池（Radioisotope thermoelectric generator; RTG）は実際に宇宙探査に使われた多数の実績がある。

RTG はアメリカのボイジャー計画による外惑星探査をはじめ数多くの探査に使用されている。近年では火星探査車キュリオシティ、パーシビアランスによる火星探査や、探査機カッシーニによる土星探査があり、特に土星の衛星エンケラドスの探査では地下に液体の海が存在することを示す氷のブルーム噴出を発見する成果をあげている。図1にキュリオシティ計画に用いられた最新式のRTGの構成図を示す。これはPu-238ペレットを束ねてモジュール化した熱源(GPHS)の個数を調整することにより、様々な出力要請に対応できる多目的原子力電池（Multi-mission radioisotope thermoelectric generator; MMRTG）である。PbTe/TAGSベースの熱電対を用い一つのモジュール出力は100～125 Wであり、電気への変換効率は5～10%であるが、残りの熱は電子機器の保温加熱に有効活用されている。

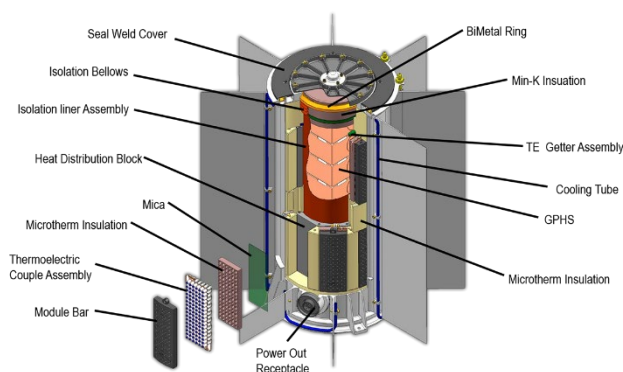


図1 キュリオシティ計画(2011年打ち上げ)に搭載された多目的原子力電池 MMRTG (Image: NASA via Slideplayer)

こうしたRTGは、熱源となる放射性同位元素や電池の構成は異なるものの欧州、中国、韓国でも開発が行われているが、日本では同分野の研究事例は少数ながら存在するものの取り組みの規模は小さく、組織間の連携も薄い状況にある。実際に探査に適用された事例は皆無である。一方で、日本には小惑星探査機「はやぶさ」に代表される無人探査の実績の他、電気推進技術や高性能宇宙用電池などの要素技術力が蓄積されており、原子力との組み合わせに適した宇宙用技術に強みがある。

こうしたRTGは、熱源となる放射性同位元素や電池の構成は異なるものの欧州、中国、韓国でも開発が行われているが、日本では同分野の研究事例は少数ながら存在するものの取り組みの規模は小さく、組織間の連携も薄い状況にある。実際に探査に適用された事例は皆無である。一方で、日本には小惑星探査機「はやぶさ」に代表される無人探査の実績の他、電気推進技術や高性能宇宙用電池などの要素技術力が蓄積されており、原子力との組み合わせに適した宇宙用技術に強みがある。

2. 委員会の目的

本専門委員会では、日本における宇宙探査や宇宙開発にさらなる発展と飛躍をもたらす「原子力技術の具体的な応用法やその適用可能性」を提示することを目的として2023年11月から活動を開始した。二カ月に一度程度の頻度で委員会を催し、原子力技術の宇宙利用に関する世界の最新動向調査や、原子力技術応用に適した具体的な宇宙探査ミッションに要求される性能、技術的制限や規制、現状の技術レベルについて取り

まとめていく予定である。

こうした原子力と宇宙技術の両分野の専門家から構成される委員会活動は、宇宙分野と原子力分野の連携を強化し、我が国の基幹科学技術分野における研究開発の活性化に資するものと期待される。

3. 総合講演「原子力×宇宙：宇宙原子力技術の可能性と展望」

本企画セッションでは、はじめに本委員会の設立趣旨および活動の概要について説明を行う。次に、日本および世界各国の宇宙探査や宇宙開発に関する戦略について紹介する。続いて、宇宙探査などに適用する原子力技術について、国内における研究開発実績や状況についてパネリスト（各所属組織、主に委員）から紹介し、今後の宇宙開発と原子力のかかわりや展望についてパネル討論を行う。引き続きセッション参加者を交えて自由討論を行う。

1. 「宇宙原子力技術」研究専門委員会設立について
2. これまでの原子力の宇宙利用と将来展望
3. パネル討論「国内の宇宙開発と原子力の展望」
4. 自由討論

本セッションは、「宇宙原子力技術」研究専門員会の活動をまずは原子力学会内で知っていただくとともに、参加者、特に原子力に関わる多分野の専門家から、今後の宇宙と原子力のかかわり方、原子力技術の宇宙利用への展開、逆に極限環境における宇宙技術の地上や社会へ還元する応用方法等について広く意見をいただきたいと考えている。

*Naoyuki Takaki¹, *Osamu Kawasaki², Jun Nishiyama¹

¹Tokyo City University, ²JAXA

📅 Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏠 Room
M(Recture RoomsB 2F B202)

[1M_PL] Nuclear x Space: possibilities and prospects for space nuclear technology

Chair: Jun Nishiyama(TCU)

[1M_PL03] Panel discussion "Prospects for domestic space exploration and nuclear energy"

All Research Committee Members

本研究専門委員会は、日本における宇宙探査や宇宙開発にさらなる発展と飛躍をもたらす「原子力技術の具体的な応用法やその適用可能性」を提示することを目的としている。本セッションでは委員会の設立趣旨および活動概要の説明を行い、日本および世界各国の宇宙探査や宇宙開発に関する戦略について紹介する。宇宙探査に適用する原子力技術について、研究開発実績や状況をパネリストから紹介し、宇宙開発と原子力のかかわりや展望についてのパネル討論とセッション参加者を交えた自由討論を行う。原子力に関わる多分野の専門家から今後の宇宙と原子力のかかわり方、原子力技術の宇宙利用への展開について広く意見をいただくことを目的とする。

📅 Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏠 Room
M(Recture RoomsB 2F B202)

[1M_PL] Nuclear x Space: possibilities and prospects for space nuclear technology

Chair: Jun Nishiyama(TCU)

[1M_PL04] Free discussion

本研究専門委員会は、日本における宇宙探査や宇宙開発にさらなる発展と飛躍をもたらす「原子力技術の具体的な応用法やその適用可能性」を提示することを目的としている。本セッションでは委員会の設立趣旨および活動概要の説明を行い、日本および世界各国の宇宙探査や宇宙開発に関する戦略について紹介する。宇宙探査に適用する原子力技術について、研究開発実績や状況をパネリストから紹介し、宇宙開発と原子力のかかわりや展望についてのパネル討論とセッション参加者を交えた自由討論を行う。原子力に関わる多分野の専門家から今後の宇宙と原子力のかかわり方、原子力技術の宇宙利用への展開について広く意見をいただくことを目的とする。

Planning Lecture | Over view Report : Research Committee on Fuel Cycle Analysis Technique for Future Nuclear Scenarios

📅 Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏠 Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[1N_PL] Current Status and Next Development of Fuel Cycle Analysis Technique for the Future Scenarios

Chair:Takashi Shimada(MFBR)

[1N_PL01]

Significance of Fuel Cycle Analysis and Purpose of Establishment of the Committee

*Kenji Takaeshita¹ (1. Tokyo Tech)

[1N_PL02]

Domestic and International Activities of Fuel Cycle Analysis

*Tomohiro Okamura¹ (1. Tokyo Tech)

[1N_PL03]

Current status and Issues of Fuel Cycle Analysis Technique

*Kenji Nishihara¹ (1. JAEA)

[1N_PL04]

Considerations for Benchmark of Future Nuclear Reactor Technologies

*Naoto Aizawa¹ (1. Tohoku Univ.)

[1N_PL05]

Considerations for Benchmark of Future Nuclear Fuel Cycle Technologies

*Masahiko Nakase¹ (1. Tokyo Tech)

[1N_PL06]

Panel Discussion on the Update of Fuel Cycle Analysis

Members in Research Committee

総合講演・報告「原子力将来シナリオの諸量評価技術」研究専門委員会

原子力将来シナリオの諸量評価技術の現状と今後の展開

Current Status and Next Development of Fuel Cycle Analysis Technique for the Future Scenarios

(1) 諸量評価の意義と委員会の設立趣旨

(1) Significance of Fuel Cycle Analysis and Purpose of Establishment of the Committee

*竹下 健二¹, 岡村 知拓¹, 相澤 直人², 中瀬 正彦¹, 島田 隆³, 西原 健司⁴¹ 東京工業大学, ² 東北大学, ³ 三菱 FBR システムズ, ⁴ 日本原子力研究開発機構

1. 背景

日本国政府における GX 推進法案が成立し、次世代軽水炉、高速炉、ガス炉、小型モジュール炉など次世代革新炉を中心に将来の原子力利用に関する議論が行われている。また、核燃料サイクルについては現行軽水炉の使用済燃料を対象とした六ヶ所再処理工場の稼働が間近であり、プルサーマル使用済燃料の再処理などプルトニウムの更なる利用を目指す研究も行われている。社会の支持を受けて着実にこれらの研究開発を進めるためには、原子炉並びに核燃料サイクル、高レベル廃棄物処分の原子力将来シナリオ（以下「シナリオ」という）をより具体的に示す必要がある。

2. 諸量評価の意義

諸量評価とは、原子炉および核燃料サイクルの各プロセスの規模や物流（諸量）を定量化することを指す。諸量評価の目的は様々であるが、以下3点に集約される。

1. 長期の政策や研究開発方針の根拠となる情報の取得

国策に位置づけられている核燃料サイクルに関する政策方針は、長期にわたる投資、地域社会への影響、国際関係等の政治的・社会的な非常に大きな影響を与える。より効果的な原子力政策や研究開発に関する意思決定には、将来起こりうる多様なシナリオの綿密な予測および、分析が必要不可欠である。そのため将来シナリオや技術オプションの導入効果を定量化することができる諸量評価は、原子力政策や研究開発方針の根拠となる予測・分析に大きな役割を果たす。

2. 使用済み燃料の管理計画や原子力関連施設の整備計画の立案

使用済み燃料の再処理を含む管理計画の検討には長期の物量評価が不可欠である。原子力施設は計画、設計、許認可、建設を経て運転を行うまでの期間が非常に長く、また、国内外の様々な外部要因を考慮する必要があるため、長期の施設計画を立案するために諸量評価を行うことが不可欠である。

3. 一般社会とのコミュニケーションに必要な情報の取得

放射性物質を取り扱う原子力利用、特にウランやプルトニウムなどの核拡散上の影響が大きい核物質を取扱い、また、高レベル放射性廃棄物などの扱いが難しい廃棄物が発生する核燃料サイクルを維持・発展させるためには、社会への透明性のある情報発信が不可欠である。仏国では、政府方針に基づく将来シナリオの諸量評価を行い、それを社会とのコミュニケーションのツールの1つとして活用している。

3. 日本国内での諸量評価技術の整備状況

諸量評価を行うための解析システムを「核燃料サイクルシミュレータ」と呼ぶ。これまで原子力機構の FAMILY-21[1]をはじめ、東芝 ESS の ATRUNCYS[2]、MHI の MISA[3]などの様々な機関が独自のシミュレータを開発してきている。近年では、国内で汎用性に優れた NMB4.0[4]がオープンソースで公開されるなど研究開発が活発化している。しかしながら、各機関で開発されているシミュレータの多くは公開されておらず、それぞれのシミュレータで採用されているモデルやデータベースに明確化されていない不確かさが存在する。

上述の通り、今後の原子力政策や次世代技術の導入における議論や意思決定、原子力施設の利用計画、更には社会とのコミュニケーションの様々な面において諸量評価は重要な役割を担う。そのため各機関で開発されているそれぞれのシミュレータの特性を詳細に把握し、信頼性向上を目指した諸量評価の国内基盤の整備が必要である。

4. 委員会の設立趣旨と活動内容

これらの状況を受け、核燃料サイクルシミュレータの信頼性を高め、将来の原子力利用の在り方やシナリオ設定の議論に不可欠なツール、インフラの一つとして活用される基盤整備を行うための「原子力将来シナリオの諸量評価技術」研究専門委員会を日本原子力学会に 2023 年 12 月に設立した。核燃料サイクルシミュレータの信頼性向上には分野横断的な議論が必要であり、燃料、原子炉、再処理、放射性廃棄物、地層処分、経済、社会科学、エネルギー政策などに精通する 52 名（2024 年 7 月末現在）の専門家が参画を得て、以下の項目①～④を実施する計画である。現在は②、③に関する検討を、委員会参加者を 15 個のワーキンググループに分かれて実施している（図 1）。なお、現在当委員会でベンチマークを実施する核燃料サイクルシミュレータは ATRANCYS、MISA、NMB の 3 つである。

- ① 国内外の核燃料サイクルシミュレータおよび、それらを用いた諸量評価研究を調査する。
- ② 今後利用が想定される原子炉技術や核燃料サイクル技術に関連するシナリオ評価に必要なデータセット（標準ライブラリ）を、専門家委員の最新知見に基づいて作成する。
- ③ ベンチマークを目的としたシナリオ例を設定し、①②を反映した各核燃料サイクルシミュレータを用いた諸量評価の比較・考察を行う。その結果を基に、核燃料サイクルシミュレータが備えるべき信頼性確保の要件を研究する。
- ④ ①～③の研究成果について、学会の企画セッションでの議論も通じてまとめ、報告する。

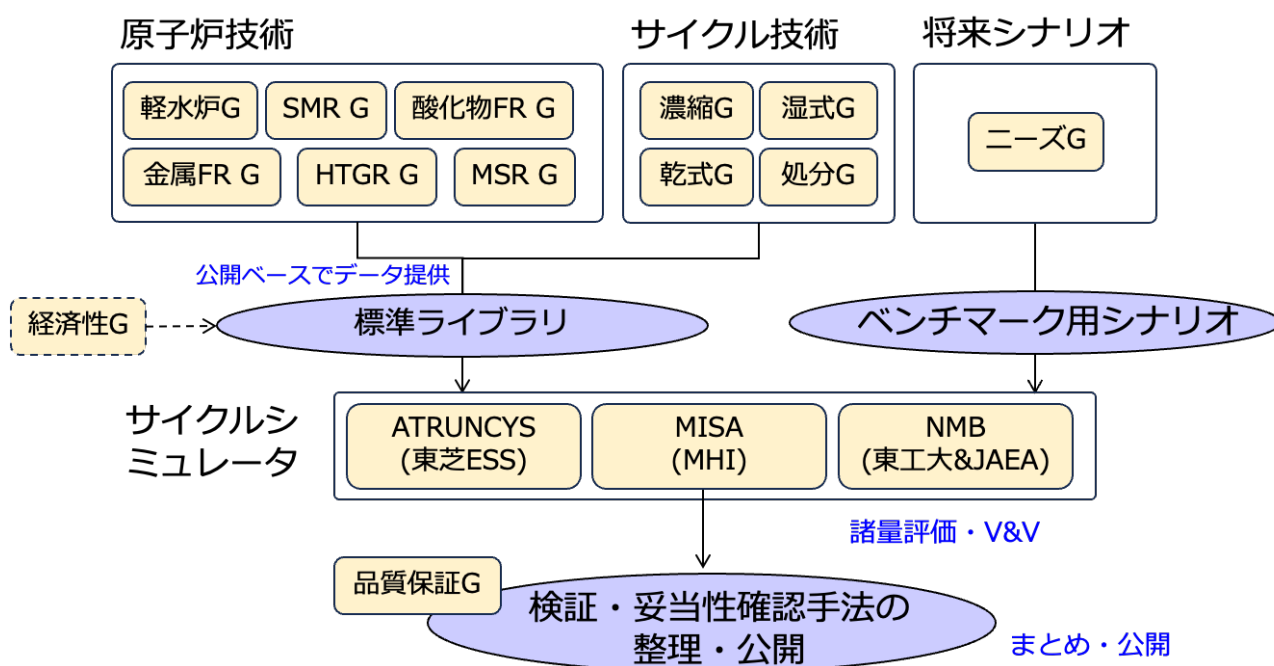


図 1 委員会におけるタスクとワーキンググループ編成

参考文献

- [1]大滝 明, 小野 清, 佐藤 良樹, 核燃料サイクル諸量解析コード FAMILY-21 の機能拡張, 日本原子力学会 2010 年秋の大会, 2010.
- [2] Satoshi Wada, Tsukasa Sugita, Kenichi Yoshioka, Shungo Sakurai, Rei Kimura, Kouji Hiraiwa, and Rie Aizawa, NUCLEAR FUEL CYCLE SIMULATION CODE; ATRUNCYS, Proceedings of PHYSOR 2018, Apr. 22-26, Cancun, Mexico, 2018.
- [3] 島田 隆, 松井 嶺迪, 西村 正史, 石田 安弘, 森 行秀, 黒田 一彦, 軽水炉から高速増殖炉への移行期に適した再処理施設の検討: プルトニウム需要面から見た第二再処理工場検討への提案, 日本原子

力学会和文論文誌 **10**(4), 310-322, 2011. doi:10.3327/taesj.J10.028.

[3] Tomohiro Okamura, Ryota Katano, Akito Oizumi, Kenji Nishihara, Masahiko Nakase, Hidekazu Asano and Kenji Takeshita, NMB4.0: development of integrated nuclear fuel cycle simulator from the front to back-end, EPJ Nuclear Science and Technology. **7**(19), 2021. DOI: <https://doi.org/10.1051/epjn/2021019>

*Kenji Takeshita¹, Tomohiro Okamura¹, Naoto Aizawa², Masahiko Nakase¹, Takashi Shimada³ and Kenji Nishihara⁴

¹TokyoTech, ²Tohoku Univ., ³MFBR and ⁴JAEA

総合講演・報告「原子力将来シナリオの諸量評価技術」研究専門委員会

原子力将来シナリオの諸量評価技術の現状と今後の展開

Current Status and Next Development of Fuel Cycle Analysis Technique for the Future Scenarios

(2) 国内外における諸量評価の利用

(2) Domestic and International Activities of Fuel Cycle Analysis

*岡村 知拓¹¹ 東京工業大学

1. 背景

諸量評価とは、原子炉および核燃料サイクルの各プロセスの規模や物量（諸量）を定量化することを指し、長期の原子力発電シナリオの分析や原子力関連施設の整備計画等に活用されている。諸量評価の方法は様々なものの、時間因子の考慮の違いによって大きく Static（静的）と Dynamic（動的）の2種類に分類される。静的な諸量評価は、主に ORIGEN[1]等を用いた単一・平衡炉心の燃焼・崩壊・再処理計算に基づいたシナリオを分析しており、例えば、高燃焼度化やプルサーマル燃料の再処理、核種分離等が高レベル廃棄物や地層処分に与える影響を明らかにするために活用されている[2-4]。また、実際の再処理や地層処分事業においても使用済燃料や放射性廃棄物の組成の分析や施設の設計にも使用されている[5-6]。

一方で、動的な諸量評価は、静的諸量評価における計算スキームに加えて、時間依存や複数の原子力施設の並列稼働、核燃料のリサイクル、それらに基づく同位体組成の変動などを考慮した、より現実に近い核燃料サイクル施設の運転シナリオを定量的に評価ために用いられている。複雑なシナリオを考慮する動的な諸量評価においては、各機関が独自に開発した解析システム（核燃料サイクルシミュレータ）が用いられている。本報告では、国内外で実施されている動的な諸量評価に関する主要な研究および、核燃料サイクルシミュレータ開発についてまとめる。

2. 国内における諸量評価研究

2-1. 国内機関で開発されている核燃料サイクルシミュレータ

国内機関で開発されている4つの核燃料サイクルシミュレータを以下にまとめる。

■ ATLANCYS（東芝 ESS）[7]

ATLANCYS（Advanced TRU Nuclear fuel Cycle Simulator）は、新型炉や新燃料概念を検討するにあたり、その概念が核燃料サイクルに与える影響や貢献を定量的に評価するために開発された。ATRUNCYS では、任意のスペクトルの炉型の燃焼テーブルをユーザが作ることが可能で、様々な核燃料サイクル評価が可能である。解析精度については、ノミナルケースや OECD/NEA Benchmark により検証を行っている。

■ FAMILY-21 [8]

FAMILY-21 は、将来の原子力政策と技術的なリスク管理を目的に開発されている。FAMILY-21 は FAMILY コードシリーズの最新版であり、使いやすさと、核燃料の同位体蘇生の変化を考慮することができる特徴を有している。2003 年以降の日本における原子力政策の議論や原子力機構の FaCT プロジェクト等で大きな役割りを果たし、OECD/NEA Benchmark の報告書[9]に掲載されている日本の代表的なシミュレータである。

■ MISA（MHI）[10]

MISA（Mitsubishi Scenario Analysis）は、燃料サイクルの運用期間全体における物流計算（諸量評価）を高い自由度で実現したシミュレータである。燃料サイクルの主要プロセスを計算対象としており、各プロセスの物質収支について、ORIGEN を用いた原子炉内の燃焼や貯蔵時の崩壊を考慮しつつ、高機能ソルバーも併用することで高度な諸量評価を実現している。

■ NMB4.0（東工大&JAEA）[11]

NMB4.0 (Nuclear Material Balance analysis code version 4.0) は、Fuel Cycle Integrator：核燃料サイクルの全工程のモデル化・定量化を実現し、諸量評価における標準化を目標に掲げた国内唯一公開されているシミュレータである。NMB4.0 は汎用性に優れており、多様な炉型や核燃料サイクルシナリオに対応している。現在のダウンロード者数は 200 名以上となり国内外で最大規模のユーザ数を有している。

2-2. 研究事例

上記の 4 シミュレータを中心に、国内での主要な諸量評価研究事例を表 1 にまとめる。諸量評価研究は、経産省・文科省・原子力委員会・日本原子力学会の委員会などで行われる政策議論時に行われている。また、諸量評価は公募研究における新技術の導入効果の分析にも活用されている。

表 1 日本国内での主要な諸量評価研究事例

シミュレータ	主要な研究
ATLANCYS	◇ 環境負荷低減型軽水炉を使った核燃料サイクル概念の構築，文科省原子力システム公募 2016-2019
FAMILY-21	◇ 高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究 2001-2005 JAEA-Evaluation 2006-002 ◇ 原子力委員会 新計画策定会議 2004-2005（第 9 回会合資料） ◇ 原子力委員会 分離変換技術検討会 2008-2009（資料第 2-3） ◇ 日本原子力学会 原子力アゴラ 持続的な原子炉・核燃料サイクル検討・提言分科会 2022-2023
MISA	◇ 日本原子力学会「将来世代のための再処理技術」研究専門委員会 2013-2017 ◇ 日本原子力学会 新型炉部会 高速炉戦略ロードマップ検討会 資料集 2019
NMB4.0	◇ 日本原子力学会「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会 2017-2022 ◇ 文部科学省 群分離・核変換技術評価タスクフォース 2021（第 2 回会合資料） ◇ 資源エネルギー庁 原子力小委員会 革新炉ワーキンググループ 2022-2023（第 2 回会合資料）
その他	◇ 日立製作所，FBR の円滑な導入のための柔軟な燃料サイクルに関する研究開発，文科省原子力システム公募 2006-2008

2-3. 研究コミュニティ

国内における諸量評価に関する唯一の研究コミュニティとして Nuclear Material Balance Analysis Community (NuMBAC：ナムバック) がある。このコミュニティは、将来の原子力利用に向けた諸量評価研究の発展を目的に 2023 年に発足した。当コミュニティは NMB4.0 開発チームを中心に運営されており、毎年、研究会や講習会を開催し、諸量評価研究に関する提言も公開している[12]。2024 年 2 月に開催された研究会では、IAEA の NFCSS、東芝 ESS の ATRANCYS、日立 GE の諸量評価などの NMB4.0 以外の研究発表も行われている。



図 1 諸量評価研究研究会 NuMBAC（2024 年 2 月 16 日@東工大）

3. 海外における諸量評価研究

3-1. 海外機関で開発されている核燃料サイクルシミュレータ

海外機関で開発されている主要な核燃料サイクルシミュレータを表 2 に示す。これらのシミュレータに実装されているモデルやデータベースは、それぞれの開発元のニーズに基づいており、その精度検証として OECD NEA で国際的なベンチマークが行われている。そこに参加したシミュレータは FAMILY21、COSI6（現在の COSI7）、TR_EVOL、VISION、DESAE であり、その後に開発されたシミュレータの多くで、この国際ベンチマークの結果を用いた精度検証を行っている。なお、CLASS、CYCLUS、NFCSS は一般公開されているシミュレータである。

表 2 海外機関で開発されている核燃料サイクルシミュレータ

コード名	機関	コード名	機関
ANICCA	SCK・CEN	DYAMOND	ANL
CAFCA	MIT	NFCSSim	Los Alamos
CLASS	CNRS	NFCSS	IAEA
COSI7	CEA	ORION	NNL
CYCLUS	Univ. Winsonsin Madison	SITON	Budapest Univ. of Technology
DANESS	Nuclear21	TR_EVOL	CIEMAT
DESAE	Russian Kurchatov Institute	VISION	INL

3-2. 研究コミュニティ

諸量評価に関連する国際的な研究コミュニティに関して、国際学会と OECD NEA の専門家会議を示す。

■ 国際的な諸量評価研究の国際会議 TWoFCS WORKSHOP

TECHNICAL WORKSHOP ON NUCLEAR FUEL CYCLE SIMULATION（TWoFCS WORKSHOP）は、核燃料サイクルシミュレータの開発者と、ユーザー、利害関係者を結び付けた国際協力の促進を目的に 2015 年以降隔年で開催されている諸量評価に特化した唯一の国際会議である。この国際会議は、主に北米と欧州で諸量評価研究および、核燃料サイクルシミュレータを開発している専門家が参加している。

■ WPFC Expert Group on Advanced Fuel Cycle Scenarios (EGAFCS)

WPFC Expert Group on Advanced Fuel Cycle Scenarios (EGAFCS)は、OECD NEA に設置されている諸量評価および、核燃料サイクルシミュレーション開発の専門家委員会である。EGAFCS は、先進的核燃料サイクル技術の情報を収集・整理・理解し、その技術的なサポートを行うことと、加盟国における先進的燃料サイクルの実施に関連する特定の国家ニーズを評価するための枠組みを提供することを目的としている。主なこれまでの活動としては、特定テーマの解析、核燃料サイクルシミュレータのベンチマーク、解析技術開発、情報収集 等である。日本からは、FAMILY-21 と NMB4.0 の開発グループが参加している。

4. まとめ

諸量評価研究は、原子力政策の議論や新規技術の導入効果の分析に活用され、国内外の研究コミュニティでは核燃料サイクルシミュレータ開発が盛んに行われている。国内外には様々なニーズに対応する核燃料サイクルシミュレータが 30 件以上存在し、国際会議や国際機関での専門家会議も開催されている。

参考文献

- [1] Transmittal memo of CCC-371/17, 2002 [2] *J. Nucl. Sci. Technol.***58**(10), 2021 [3] *J. Nucl. Sci. Technol.***46**(7), 2009 [4] *J. Nucl. Sci. Technol.***55**(10), 2018 [5] NUMO-TR-20-03, 2021 [6] JNC TN1400 99-020, 1999 [7] S. Wada et al., Proceedings of PHYSOR 2018, 2018. [8] 大滝 他, 日本原子力学会 2010 年秋の大会, 2010 [9] NEA/NSC/WPFC/DOC(2012)16, 2012 [10] 日本原子力学会和文論文誌 **10**(4), 2011 [11] *EPJ Nucl. Sci. Technol.* **7**(19), 2021 [12] <https://nmb-code.jp/workshop2024-report>

* Tomohiro Okamura¹ ¹TokyoTech

総合講演・報告「原子力将来シナリオの諸量評価技術」研究専門委員会

原子力将来シナリオの諸量評価技術の現状と今後の展開

Current Status and Next Development of Fuel Cycle Analysis Technique for the Future Scenarios

(3) 諸量評価コードの現状と課題

(3) Current status and Issues of Fuel Cycle Analysis Technique

*西原 健司¹¹ 日本原子力研究開発機構

1. 諸量評価コードの現状

諸量評価コードは、少数または多数の原子炉を時系列に沿って運転し、そこにフロントエンド・バックエンドの処理を加えて、原子力発電全体の物流を明らかにするために用いられる。国内外に多くのコードが存在し、簡易なモデルで軽快に動作するもの、モンテカルロの炉心計算コードを内包し精度の高い解を出すもの、Microsoft EXCEL®や AnyLogic などをプラットフォームにしたもの、ユーザーが原子炉基数などを与えるもの、コストなどに着目して炉戦略を最適化するもの、など非常に多様である。

国内においては4つのコード(NMB, FAMILY-21, MISA, ATRUNCYS)が認知されているが、その他にも複数の組織がコード開発を行っているものと考えられる。これらのコードは、組織内部での評価に用いるためにインハウスコードとして整備されていることがほとんどであり、これまで、コードが公開されることや、相互の比較が行われることはなかった。

近年、東工大と JAEA によって NMB4.0 がオープンソースで公開され、多くのユーザーにより研究の基盤ツールとして用いられるようになった。また、資源エネルギー庁・高速炉開発会議における戦略ワーキンググループでの高速炉導入シナリオの検討や、文部科学省群分離・核変換技術評価タスクフォースにおける ADS 導入シナリオの検討では、諸量評価コードが議論に不可欠な情報を提供した。日本原子力学会の持続的な原子炉・核燃料サイクル検討・提言分科会最終報告書でも、定量的な検討のために諸量評価コードが重要な役割を担っている。このように、諸量評価コードは組織内部の検討にとどまらず、国内での基盤技術として用いられ始め、また、政策立案など我が国にとって重大な情報を提供する目的に用いられている。

2. 諸量評価コードのベンチマークにおける課題

上記のような重要性の高まりに比して、諸量評価コードは長くインハウスコードとして整備されてきたため、モデル情報・精度検証の有無などの品質保証の観点で重要な情報の多くがコード保有組織の内部に留まっており、国内で多組織による検証は行われていない。

同一問題を複数のコードで解いて比較するベンチマークは諸量評価コード検証の有望な方法である。OECD/NEA では5つのコード間でベンチマークが行われ[1]、PWR 1 種類、FBR 1 種類の単調なベンチマーク問題で相互比較を行った。しかしこのような問題でも、シナリオの複雑さが増すにつれて不一致は増大し、整合する結果を得るには、各コードに対して「チューニング」が不可欠であると結論された。このようなベンチマーク活動は必ずしも解の精度を保証するものではないが、品質保証の観点で、実用に耐える複雑さを持った問題に対して複数コードが整合する結果を与えることは、最低限必要なものであろう。そのため、諸量評価委員会では、3つのコード(ATRANCYS、MISA、NMB)の参加を得て、将来の革新技術を含むベンチマーク活動を実施することとした。

諸量評価コードのベンチマークには、大きく3つの課題があると考えられる。一つ目は、有効性のあるベンチマーク問題の設定が必要であること、二つ目はコード間でモデル・データベースが多様であること、三つ目は燃焼計算の精度が悪いことである。

ベンチマーク問題として、NEA の例のように単純化された問題は、各コードの差異の原因を特定し、チューニングを実施するために不可欠なものである。その一方で、単純化された問題での整合性は、より実用性

の高い複雑な将来シナリオの結果の整合性を保証しない。現在、政策立案などの検討では、日本の原子炉を個別に取り扱う詳細な条件が用いられているため、詳細なシナリオでコード間の差を明らかにすることが必要である。また、将来技術についても、革新軽水炉・高速炉・ガス炉・SMR、先進湿式再処理・乾式再処理など多様なものが考えられているため、それぞれに対して、（あるいは組み合わせて、）将来シナリオを設定する必要がある。

二つ目の課題に関して、諸量評価コードは、フロントエンド～原子炉～バックエンドの多数の工程を扱うため、内包しているモデル数が多く、コード間で多様である。更に、モデルが異なるため、入出力パラメータの定義が一致しない。そのため、各コードに可能な限り整合するデータを供給する必要がある。諸量評価委員会では、これまでに3つのコードのモデルの整理を行った。今後、共通的なデータベースの整備を行う。

三つ目の課題に関して、PWR-MOXの燃焼計算ベンチマークを用いた検証[2]により、新燃料のPu同位体組成が想定より大きく異なる場合に、NMBコードの結果は誤差が大きいのことがわかっている。これは諸量評価コード一般に起こるため、チューニングで誤差を小さくすることは困難である。そのため、ベンチマークによって、コード間の差異がどの程度あるかを定量化するに留めることになる。

3. まとめ

諸量評価コードのベンチマークは品質保証の一部として有力な方法である。その一方で、日本の将来を想定した炉型ごとのシナリオ設定の必要性、多様なモデルに対応したデータベース、そして、燃焼計算の精度、に課題があり、研究専門委員会に取り組んでいるところである。この活動により、ベンチマーク問題を整備し、今後の諸量評価品質保証の基礎としたい。

参考文献

[1] NEA/NSC/WPFC/DOC(2012)16

[2] 2024 春の年会 3L06

* Kenji Nishihara¹

¹JAEA

総合講演・報告「原子力将来シナリオの諸量評価技術」研究専門委員会

原子力将来シナリオの諸量評価技術の現状と今後の展開

Current Status and Next Development of Fuel Cycle Analysis Technique for the Future Scenarios

(4) 将来原子炉技術の諸量評価ベンチマークに向けた留意点

(4) Considerations for Benchmark of Future Nuclear Reactor Technologies

*相澤 直人

東北大学

1. 背景および検討する原子炉タイプの選定

「原子力の将来シナリオの諸量評価技術」研究専門委員会の目的としては、将来技術に関する最新知見を含む核燃料サイクルシナリオの標準ライブラリモデルを作成し、諸量評価における核燃料サイクルシミュレータの信頼性の検証、および将来の原子力利用の在り方やシナリオ設定の議論に資する核燃料シミュレータの整備を行うことである。

将来的な核燃料サイクルシナリオとしては、現在確立している軽水炉はもとより、世界各国で研究開発が進められている第4世代原子力システム、安全性が高く小規模分散型電源としても期待が高まる小型モジュール炉（SMR: Small Modular Reactor）等の将来原子炉技術の活用が考えられる。そこで、研究専門委員会では、以下に示す6つの原子炉タイプを選定するとともに、それぞれの原子炉技術概念に関して有識者によるワーキンググループ(WG)を構成し、核燃料サイクルシミュレーションを実施するために必要となるデータの調査および集約を行い、ベンチマークシナリオとして適用可能な標準ライブラリモデルの作成を実施している。

- 軽水炉
- 酸化物燃料高速炉
- 金属燃料高速炉
- 高温ガス炉
- 熔融塩炉
- 小型モジュール炉（SMR: Small Modular Reactor）

2. 選定した原子炉概念における標準ライブラリモデルの検討

以下では、上記の6つの原子炉タイプに関して、標準ライブラリモデルに使用する原子炉モデルの仕様諸元を簡潔に示す。なお、詳細については、発表にて説明する予定である。

2-1. 軽水炉

軽水炉として我が国で広く使われているタイプとしては、加圧水型軽水炉(PWR)と沸騰水型軽水炉(BWR)の2つがあり、燃料としては主に UO_2 燃料が使用されているが、一部でMOX燃料が使用されているほか、電源開発(株)にてフルMOXABWRの建設が進められている。このような状況を踏まえて、軽水炉モデルとしてはPWRとBWRの2つの炉型に対して、 UO_2 燃料炉心およびMOX燃料混在炉心/全MOX燃料炉心を検討する。Table 1に仕様諸元を示す。

2-2. 酸化物燃料高速炉

酸化物燃料高速炉としては、「高速増殖炉サイクルの実用化調査研究」（以下、「FS」）および「高速増殖炉サイクル実用化研究開発」（以下FaCT）にて検討及び報告された文献[4,5等]を元に、熱出力3530MW、電気出力1500MWのナトリウム冷却大型炉を選定した。また、高速炉の活用の前提としては、Pu増殖を含む高速炉核燃料サイクルの稼働が考えられるが、時期によって必要となる増殖性能が異なることから、原子炉モデ

ルとしては低増殖炉心(増殖比: ~1.1)および高増殖炉心(増殖比: 1.2)の2つの炉心を選定し、燃料中の TRU 含有量については多重リサイクル組成を考慮する。Table 2 に原子炉モデルの情報を示す。

Table 1: 原子炉モデルの仕様諸元—軽水炉 [1-3]

原子炉名称 ・位置づけ	PWR(4 ループ), ウラン炉心	PWR(4 ループ), MOX 混在炉心	ABWR ウラン炉心	ABWR フル MOX 炉心
熱出力 [MW]	3423	3423	3926	3926
燃料・組成情報	17×17 UO ₂ 燃料	17×17 UO ₂ 燃料, 17×17 MOX 燃料	9×9 UO ₂ 燃料	8×8 MOX 燃料
濃縮度・ 富化度等	²³⁵ U: 約 4.8 wt% 以下	²³⁵ U: 約 4.1 wt% 以下 (UO ₂), Put: ペレット最大 13 wt% (MOX)	²³⁵ U: 集合体平均 約 3.8 wt%	Put: 集合体平均 約 4.3 wt%
炉心直径 [m]	約 3.89		5.2	
炉心高さ [m]	約 3.66		3.7	
その他	-	-	-	-

Table 2: 原子炉モデルの仕様諸元—酸化物燃料高速炉 [4,5]

原子炉名称 ・位置づけ	FaCT 低増殖炉心, 大型炉	FaCT 高増殖炉心, 大型炉
熱出力 [MW]	3530	3530
燃料・組成情報	高速炉マルチ リサイクル組成	高速炉マルチ リサイクル組成
濃縮度・ 富化度等	Pu: 18/21 wt% (内側/外側) 炉心平均 MA 含有率: 1.1 wt%	Pu: 22/24 wt% (内側/外側) 炉心平均 MA 含有率: 1.2 wt%
冷却材	Na	
炉心直径	約 5.40	約 5.40
炉心高さ	1.00	0.75
その他	増殖比: ~1.1	増殖比: 1.2, 低増殖炉心から 軸ブランケット長延長

2-3. 金属燃料高速炉

金属燃料高速炉については、FS および FaCT において酸化物燃料高速炉とともに様々な出力規模の炉心の検討が行われているうえ、日立 GE においても米国で検討された小型ナトリウム冷却高速炉 PRISM[6]を参照して国内導入向けの炉心[7]の開発が行われている。金属燃料高速炉 WG では、熱出力 840MW の小型ナトリウム冷却高速炉 [6,7]、大型炉として FS にて検討が行われた熱出力 3570MW のナトリウム冷却高速炉[8,9]を選定した。小型炉については、国内軽水炉使用済燃料由来の組成(LWR-SF)に基づく燃料からなる炉心ならびに MA 燃焼炉心、大型炉については増殖比の異なる2つの炉心を選定した。原子炉モデルの情報を Table 3 に示す。

Table 3: 原子炉モデルの仕様諸元—金属燃料高速炉 [6-9]

原子炉名称 ・位置づけ	小型炉-MA 無し LWR-SF 由来 燃料炉心	小型炉 -MA 燃料炉心,	高出口温度型炉心, 導入期炉心, 大型炉	高出口温度型炉心, 平衡期炉心, 大型炉
熱出力 [MW]	840		3570	
燃料・組成情報	金属燃料	金属燃料	金属燃料, U-TRU-Zr 合金	金属燃料, U-TRU-Zr 合金
濃縮度・ 富化度等	Pu+Np: 23.7 wt%	Pu+Np: 24.2 wt%, MA 含有率: 4.2 wt%	Pu: 12.1/12.1 wt% Zr: 10.0/6.0 wt% (内側/外側)	Pu: 12.4/12.4 wt% Zr: 10.0/6.0 wt% (内側/外側)
冷却材	Na		Na	
炉心直径 [m]	約 2.20		4.70	4.70
炉心高さ [m]	約 1.02		0.95	0.95
その他	-	-	増殖比: 1.1	増殖比: 1.03 導入期炉心から軸 ブランケット除去

2-4. 高温ガス炉

高温ガス炉の原子炉モデルとして、過去に日本原子力研究所にて検討が行われた高温ガス炉タービン発電システム(GTHTR300) [10]を選定した。GTHTR300 は熱出力 600MW の黒鉛減速ヘリウム冷却高温ガス炉であり、原子炉出口より高温のヘリウムを得ることができることから、発電用途だけでなく水素製造に対しての適用も可能である。その他の諸元については、Table 4 に示す。

2-5. 溶融塩炉

溶融塩炉は大きく分けて、フッ化物溶融塩炉と塩化物溶融塩炉の 2 種類があり、減速材の有無によって熱中性子炉・高速炉の両方の設計が存在する。溶融塩炉 WG では、フッ化物溶融塩熱中性子炉と塩化物溶融塩高速炉の 2 つを原子炉モデルとして選定した。前者については $72\text{LiF}-16\text{BeF}_2-12(\text{UF}_4-\text{TRUF}_3)$ (数値は mol%) を燃料塩とする熱出力 2500 MW の黒鉛減速フッ化物溶融塩熱中性子炉[11]を、後者については次世代エネルギー研究・開発機構が提案する $35\text{NaCl}-35\text{CaCl}_2-30(\text{UCl}_3-\text{TRUCl}_3)$ を燃料塩とする熱出力 700MW の塩化物溶融塩高速炉[12]を選定した。仕様諸元を Table 4 に示すが、一部の仕様については現在検討中である。

2-6. 小型モジュール炉 (SMR: Small Modular Reactor)

SMR については、最も計画が進捗している米国 NuScale 社の熱出力 160 MW の Standard Plant モデル[13]を候補として検討中である。しかしながら、NuScale 社の原子炉モデルについては、輸出規制等の観点から諸量評価コードに必要な情報が収集できない可能性があることから、国内メーカー提案の SMR の採用可否についても並行して検討中である。

Table 4: 原子炉モデルの仕様諸元—高温ガス炉・溶融塩炉・SMR [10-13]

原子炉タイプ	高温ガス炉	溶融塩炉		SMR
原子炉名称 ・位置づけ	GTHTR300・ 実用炉	フッ化物溶融塩 熱中性子炉	塩化物溶融塩 高速炉	NuScale Standard Plant
熱出力 [MW]	600	2500	700	160
燃料・組成情報	UO ₂ 被覆粒子燃料 (直径 1010μm), Pin-in-block 型 集合体	72LiF-16BeF ₂ - 12(UF ₄ -TRUF ₃)	35NaCl-35CaCl ₂ - 30(UCl ₃ -TRUCl ₃)	UO ₂ 燃料, NuFuel-HTP2™- 17×17 燃料集合体
濃縮度・ 富化度等	²³⁵ U: 14 wt%	²³⁵ U: 5 wt%	TRU: 6.7 mol%	²³⁵ U: ≤4.95%
減速材	黒鉛	黒鉛	-	軽水
冷却材	ヘリウム	溶融塩	溶融塩	軽水
炉心直径 [m]	8.00	6.00	2.3	1.50 m
炉心高さ [m]	7.00	4.80	2.4	1.99 m
その他	水素製造への 適用可能	TRU 変換	TRU 核変換・転換	

謝辞：原子炉タイプの標準ライブラリモデルの作成にあたり、ご尽力いただいた各原子炉タイプの WG メンバーに深く御礼申し上げます。

参考文献

- [1] 炉物理教科書：中級編 原子炉物理 (シリーズ：現代核科学の基礎), 第 10 章, 日本原子力学会, (2008).
- [2] JAEA, “JENDL-4.0 に基づく ORIGEN2 用断面積ライブラリセット:ORLIBJ40,” JAEA-Data-Code-2012-032, (2012).
- [3] 小林, “ABWR における MOX 燃料の全炉心利用技術 フル MOX の技術的バックグラウンドは何か?,” 日本原子力学会誌, 56:6, 378-383, (2014).
- [4] JAEA, 日本原子力発電(株), “高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究フェーズ II 最終報告書,” JAEA-Research-2006-002 (2006).
- [5] JAEA, 日本原子力発電(株), “高速増殖炉サイクル実用化研究開発(FaCT プロジェクト)-フェーズ I 報告書-,” JAEA-Evaluation-2011-003 (2011).
- [6] Triplett, et al., “PRISM: a competitive small modular sodium-cooled reactor.” *Nucl. Technol.*, 178:2, 186-200, (2012).
- [7] Fuchita, et al., “Core Concept of Innovative Small SFR with Metal Fuel for Deployment in Japan,” *Energy Reports*, in press.
- [8] JAEA, “高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究フェーズ II 技術検討書-(1) 原子炉プラントシステム-,” JAEA-Research-2006-042, (2006).
- [9] JAEA, “ナトリウム冷却炉の炉心・燃料設計検討(金属燃料炉心)-2005 年度報告-,” JAEA-Research-2006-077, (2006).
- [10] 中田ら, “高温ガス炉ガスタービン発電システム(GTHTR300)の核熱流動設計,” 日本原子力学会和文論文誌, 2:4, 478-489, (2003).
- [11] Fujikura, “NEUTRONICS DESIGN OF MOLTEN SALT REACTOR FOR TRANSMUTATION OF VARIOUS RADIOACTIVE NUCLIDES,” *Proc. of ICONES31*, (2024).
- [12] 山脇, 日本原子力学会 2023 年秋の大会, 新型炉部会セッション 溶融塩炉の国内外開発動向と基盤技術 (1) 溶融塩炉の特徴、塩化物溶融塩高速炉の開発状況と研究課題, (2023).
- [13] Application Documents for the NuScale US600 Design, available on U.S.NRC website, (2020).

* Naoto Aizawa

Tohoku Univ.

総合講演・報告「原子力将来シナリオの諸量評価技術」研究専門委員会

原子力将来シナリオの諸量評価技術の現状と今後の展開

Current Status and Next Development of Fuel Cycle Analysis Technique for the Future Scenarios

(5) 将来核燃料サイクル技術の諸量評価ベンチマークに向けた留意点

(5) Considerations for Benchmark of Future Nuclear Fuel Cycle Technologies

*中瀬 正彦¹¹東京工業大学

1. 結論

核燃料サイクル技術の諸量評価では、核燃料サイクルに含まれる多様な工程の条件設定が必要である。工程には、フロントエンドとバックエンドがあるが、特にバックエンド技術の設定は与えるパラメータが多く、技術的成立性や、結節性に留意する必要がある。結節性を考慮せずに各工程の数値だけを設定すると、本来成立していないシナリオが成立することとなり、計算精度もさることながら、諸量評価に用いる技術選定やシナリオ解析結果が非現実的なものになるおそれがある。結節点の妥当性の判断は、高度な専門性と、異分野間の議論による調整が必要となる。更に、諸量評価の目的によっても標準ライブラリの仕様は変わる可能性があり、少なくとも、結節点の設定とともにその前提条件を明示し、ロジックをたどることができるようにすることが品質保証上も重要である。諸量評価においてバックエンド技術のパラメータは極めて多く、その設定には背後の化学、工学的な知見が必要である。また、諸量解析の目的にもよるが、実際には処理量によって用いる装置が変わり、これに伴い性能が変化すること一般的であり、原子力化学工学の知見も重要となる。バックエンドの専門家ではなくても安心してバックエンド条件を設定し、目的に応じた諸量解析が行えるようにすることが肝要であるので、この難しさの中でも、諸量解析上のニーズも考慮した大枠を捉えた前提条件の設定による評価を可能とすることが求められる。

本発表は、研究専門委員会に設置した各工程を検討するサブグループの中で、濃縮、湿式再処理、乾式再処理、処分での議論点を提示し、これから標準ライブラリを設定する方針や留意点の提示を目的としている。

2. 諸量評価における各技術のパラメータ設定における留意点

標準ライブラリの設定においては、当該技術の成立性のみならず上流と下流、全体との整合性、目的に応じた条件設定が必要となる。諸量解析コードに組み込む際は、1.実際の工程を諸量解析コード上で計算する方法、2.固定したパラメータを与える方法 の2通りに大別される。各サブグループで議論した概要を以下にまとめる。諸量どこにどのような因子があるのか、その量的な物の把握と、各工程との結節性が重要である。

2-1. 濃縮

ウラン濃縮に関しては、簡単な2同位体系 (^{235}U および ^{238}U) モデルでは、議論の余地は殆どないが、回収ランの再濃縮など3同位体以上の濃縮を取り扱う場合には、濃縮技術の設定が必要になる。ウラン濃縮に関する技術は、幅広く公開文献をベースに設定することとしたが、濃縮データ(実験、検証)の入手性を考慮して、基本的には経験豊富である日本の技術を中心に検討し、遠心分離を基軸に据える。その他、重要技術であるレーザー濃縮を考慮する。濃縮前後の具体的な組成データをカスケードモデル式で算出し、その結果をライブラリとして設定する方針とした。NMBでは既報文献が充実しているためにガス拡散法に適した数式を搭載しているが、これを遠心分離によるカスケード計算に置き換える作業を実施する必要がある。

2-2. 湿式再処理

再処理工程を詳細に計算する際には、各元素の抽出率(分配比)に対する硝酸濃度依存性や、抽出剤濃度依存性、抽出プロセス概要(抽出装置や運転条件等)が必要であり、国内外に多数の抽出プロセスのシュミレータが

整備されている。基本方針として、濃縮 Gr と同様に現在扱えるデータで議論することとした。再処理対象の燃料は酸化物燃料の UO_2 と MOX、ガス炉からの TRISO 燃料とする。湿式再処理による U、Pu 分離は、PUREX 法を中心にその改良版、抽出剤をリン酸系からモノアミドに置き換えたもの(SELECT プロセスの 1 段階目)等が報告されている。U、Pu の共抽出(単離しない)、Np の随伴有無などについても幅広く標準モデルを検討する。データが充実している UO_2 燃料に比して、MOX は情報が少ない。しかし、これまでの高速炉開発と関連して JAEA の研究としていくつかの文献情報が存在する。ガス炉燃料の再処理についても研究報告がみられ、機械的に粉砕、溶解後に湿式分離で分離可能とされている。大量 TRISO 燃料を溶解させて湿式再処理に供する場合は、化学的見地からは Si 成分の濃度制限が存在する可能性があり、ベンチマーク実施者が独自に分離率を入力できるようにするのが望ましい。標準ライブラルとして、1. 通常の六カ所での PUREX 法、2. 日本の研究所などで開発されてきた改良 PUREX 法、3. モノアミド(TBP の代替)をベースとした再処理 等を設定することとする。再処理後のマイナーアクチノイド分離や FP 元素の分離は後段の処分場面積削減等に効果があり、古くより諸量評価シナリオとして需要が大きい。そこで、U、Pu 分離以外の分離技術についても主要なものを選定し、標準モデルを準備する。ただし、これらは研究開発段階にあるため、ベンチマーク実施者が、オプション選択や独自に分離率を設定できるようにするのが望ましい。現状の NMB コードではプロセスの結節性は考慮せず、数値上分離率を設定することが既にできるようになっている。

更に、再処理プロセスは廃棄物製造ともリンクしている。高レベル廃液は我が国ではホウケイ酸ガラスと選定されているが、ユーザーが任意に設定できるとシナリオ評価の幅が広がる。再処理で発生する廃棄物は、FS、FaCT プロジェクトにおける評価値があり、これをエビデンスとしたリファレンス設定も可能である。

以上を要するに、諸量評価コードへの実装としては、上流燃料組成が変わったとしても、U と Pu の回収率として設定し、そのエビデンスを付す形とする。マイナーアクチノイドやその他の FP 元素の分離率も準備し使用を推奨するが、研究開発中の技術もあるため、ベンチマーク実施者が変更可能なものとする。再処理による廃棄物についても、可能な限り情報を集めるが、ベンチマーク実施者が変更できるものとする。

2-3. 乾式再処理

乾式再処理においても、公開文献ベースでの標準モデルを構築する。電力中央研究所において乾式再処理プロセスの物量評価コードが整備されており、分離以外の工程を含めてモデル化されている。一方、諸量解析コードの中で再処理計算を実施するのは現実的ではなく、湿式再処理と同様に、分離率として設定することとした。燃料としては諸量評価ニーズも想定し、再処理対象の使用済み燃料と製品の燃料の燃料タイプを考え、酸化物(UO_2 、L-MOX)から金属、金属から金属、金属から熔融塩、熔融塩から熔融塩への転換を想定し乾式再処理を検討することとした。これに合わせて、炉心は、軽水炉、金属燃料高速炉、熔融塩炉とした。

フッ化物系熔融塩再処理のプロセスについても文献調査した範囲では技術開発段階が低いと判断されたため、近年世界的に研究開発が加速している塩化物系熔融塩を用いた再処理を主として検討することとした。

既往研究では酸化物から乾式再処理を行い、再度酸化物に転換する検討もなされたことがあるが、乾式再処理からの金属燃料製造が射出成形法で経済的合理性高く実施できることが明らかにされているため諸量解析上のニーズはさほど高くないと判断される。ただし、多様なシナリオを検討できることは重要であるため、検討自体は実施する。なお、乾式再処理は耐放射線性が高く、湿式再処理のように長い冷却期間をとらなくても再処理可能であるなど、再処理側の制限はあまりないとされている。燃料が変わっても、効率はさておき、電解設備は変化しないと考えられる。このように、再処理とその前後をつなぐ条件設定についても結節点の整理と、エビデンスを付与する。一方で酸化物から金属への電解還元工程など、分離以外の工程も検討する必要がある。これらは電力中央研究所の情報をベースとすることとした。乾式再処理やそれに付随する工程の情報は、電力中央研究所が整備している乾式処理評価コードで示すことが現状可能だが、実装方法については更に議論を実施して決定する。いずれにせよ、再処理側で柔軟に対応が可能な見通しがある。

他にも乾式的なプロセスとして、日立のフッ化物揮発法によるウランの回収方法が研究開発されている。上流の対象炉心は酸化物燃料、製造燃料は MOX が想定されており、最終的にはフッ化物から酸化物に転換し、湿式再処理に結節させることが想定されており、PUREX 法の前段階で用いられる。特に回収ウランの取

り扱い時など重要であり、幅広いシナリオ解析をできるようにするという点でも重要であるため、モデル化とロジック整理を検討する。

乾式再処理からの廃棄物については、ガラス(希土類ガラス、ソーダライト結合ガラス)、鉄リン酸ガラス(アルカリ土類金属や、塩廃棄物と結節)、金属廃棄物等を想定したマテリアルフローが電力中央研究所で既に検討されている。乾式再処理においても多様な廃棄体マトリクスについて検討できるように既報文献を調査する。ただし、各工程のマテリアルフローにおいては精度にばらつきがある点には留意を促す。他にも湿式再処理からの酸化燃料と、乾式再処理からの金属燃料などは保管方法や場所が若干異なる可能性があり、諸量評価コード上は分けて認識できるのが望ましい。

2-4. 処分

処分事業については、選定されたサイトにおけるテラーメイドな処分場となるのが現実的であるため、NUMO等の報告書はリファレンス的な処分場設定であることに留意する必要がある。一方で諸量評価上は処分場面積の評価などのニーズが存在する。このとき、標準モデル設定時のロジックを二つに分けることを検討している。一つは詳細なシナリオを検討する目的、もう一つは新たな技術を導入する際のタイミングや規模感、それに伴うサイクル全体への影響の見積もる目的である。後者では、感度解析的な評価が重要となる。目的に応じて、どこまで詳細に設定するかという点を考えるべきである。基礎研究としての諸文献等詳細を詰めていくことに意義があるが、将来シナリオなどを検討するのであればそれに必要な精度については議論を深めておく必要がある。

これまでに日本で構築されてきた処分概念に照らし合わせれば、基本的にはどのような廃棄物が来ても、受け入れることができると想定される。一方で放射能の埋設濃度限度など既に決定したパラメータなどについては拘束値として設定することは重要である。

また、多数の諸量評価コードでは高レベル廃棄物に焦点が当てられているが、実際は TRU 廃棄物、低レベル廃棄物なども諸量評価上のニーズが大きい。そこで、まだ日本として決まっていない TRU 廃棄物の処分概要についても報告書を参考にロジックを組み、その前提の下で処分概要を設定することには意義がある。その際は既に決定している埋設方法、安全評価、L1 までの学会基準は拘束値として設定することは重要である。

処分後の核種移行、安全評価についてはあくまで仮定の上での評価であり、結果の提示方法は慎重であるべき側面もある。核種移行計算について、廃棄体の浸出特性や長期安定性について報告値を収集し、コードに実装すること自体の技術的困難性は低い(現状でも NMB に試験的に実装されている)。従って、処分 Gr としては、実質的には標準モデル作りにおける必要な情報をまとめることから開始し、解析のニーズなども想定しながら幅広い処分概念を取り入れられるように、可能な範囲で標準モデルを設定するところを目標とする。

3. 結論

将来の核燃料サイクル技術における諸量評価ベンチマークに向け、各専門家からなる濃縮、湿式、乾式、処分の各グループにおいて議論された内容を整理し、標準モデル策定の方針を提示した。バックエンド技術における設定は諸量評価において極めて重要であり、各グループ内での議論を一層密にし、各工程の結節点に関する議論を深める必要があることが確認された。議論を通じ、諸量解析のニーズに基づき、標準モデルを設定する必要性も示された。諸量評価の目的、例えば詳細な物量の解析や、技術導入時のシナリオ評価を行うための感度解析を目的とする場合には、標準モデルのロジックを調整することも必要となる。今後は、サブグループとの緊密な連携を図り、分野の垣根を越えた議論を進めていくことが重要である。このような議論は、核燃料サイクル全体を俯瞰した広い視座を持つ専門家の育成にもつながり極めて有効である。世界の速い動きと比べて我が国では遅れがちな原子力分野におけるイノベーションの促進と意思決定の迅速化に資するものであり、今後の原子力産業の振興、学术界の活性化にもつながるだろう。

*Masahiko Nakase¹

¹Tokyo Tech

Planning Lecture | Over view Report : Research Committee on Fuel Cycle Analysis Technique for Future Nuclear Scenarios

📅 Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏠 Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[1N_PL] Current Status and Next Development of Fuel Cycle Analysis Technique for the Future Scenarios

Chair:Takashi Shimada(MFBR)

[1N_PL06] Panel Discussion on the Update of Fuel Cycle Analysis

Members in Research Committee

The Bridge to the Future: Fuel Cycle Simulation for Forecasting the Future of Nuclear Energy

As we are approaching the mid-21st century, the energy environment is undergoing a significant transformation towards the realization of Green Transformation (GX). In this context, the further utilization of nuclear energy is anticipated. Policy decisions, business planning, and research and development strategies related to nuclear energy increasingly rely on fuel cycle simulation that predict the future logistics of nuclear materials and other related factors. However, how should the verification of these simulations be conducted? The establishment of reliable verification methods is urgently needed to facilitate rational and transparent discussions and decision-making processes moving forward. In response to this need, the Research Committee on "Fuel Cycle Analysis Technique for Future Nuclear Scenarios" is actively working on establishing a foundation to ensure the quality of domestic fuel cycle simulators in line with the current status of nuclear energy in Japan

Planning Lecture | Joint Session : Nuclear Non-Proliferation, Safeguards, Nuclear Security Network, Student Network

📅 Wed. Sep 11, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏢 Room O(Recture RoomsB 2F B204)

[1O_PL] Discussion on the 3S for Peaceful Use of Nuclear Energy for Future Generations

Chair:Yoshiki Yamashita(Nagoya Univ.)

[1O_PL01]

Concept of nuclear safety (Safety) and its implementation

*Akio Yamamoto¹ (1. Nagoya Univ.)

[1O_PL02]

Concept of nuclear non-proliferation (safeguards) and its implementation

*Masato Hori¹ (1. JAEA)

[1O_PL03]

Concept of nuclear security and its implementation

*Hiroshi Sagara¹ (1. Tokyo Tech)

[1O_PL04]

Open discussion

*Haruki Tsukada¹ (1. APU)

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会、学生連絡会 合同セッション

将来世代のための原子力の平和利用の 3S に関する討議

Discussion on the 3S for Peaceful Use of Nuclear Energy for Future Generations

(1) 原子力安全(Safety)の概念とその実装

(1) Concept of nuclear safety (Safety) and its implementation

*山本 章夫¹¹名古屋大学

1. 安全とは

「安全・安心」とよく言われるが、安全は定義が難しい概念である。危険は具体的に示すことが出来るのに対し、安全は「危険がないこと」という間接的かつ否定形で表さざるを得ないためである。一般的に「～がないこと」を証明することは非常に難しく、従って安全であることを示すのも難しい行為であると言える。

「絶対安全」は証明することが出来ないため、科学技術の分野では「人への危害または損傷の可能性が許容可能な水準に抑えられている状態」あるいは「受け入れ不可能な危険性(リスク)が存在しないこと」という定義が一般的に用いられている。

2. 原子力安全の目的

原子力施設に関連する安全では、一般的に原子力安全という言葉が使われる。原子力安全の目的は、「人と環境を原子力の施設と活動に起因する放射線の有害な影響から防護すること」である。すなわち、原子力利用の大きなリスクである放射線に着目し、その有害な影響から人と環境を防護することが原子力安全の目的になっている。なお、原子力施設の安全そのものは、原子力安全のみでは確保出来ないことに留意が必要である。これは、原子力安全は、放射線に関連する安全のみをカバーしているためである。安全という観点からは、原子力発電所をはじめとする原子力施設においても、放射線に起因しない産業安全・労働安全について確保される必要がある。

3. How safe is safe enough?

安全の定義は、「受け入れ不可能な危険性(リスク)が存在しないこと」であった。では、どれぐらいのリスクであれば受け入れ不可能、あるいは受け入れ可能になるのだろうか。これは、「How safe is safe enough?」(どれぐらい安全であれば十分に安全と言えるのか?)として、原子力開発の初期から問われ続けている。実は、この問いには、科学技術だけで答えることは出来ず、社会との対話の中で答えを模索することが必要になる。このように科学技術で「問う」ことはできるが科学技術だけで答えることが出来ず、社会との相互作用が不可避に発生する課題は「トランス・サイエンス」と呼ばれている。原子力分野においては、原子力安全を含め、高レベル廃棄物処理などトランス・サイエンスに分類される課題が多い。

さて、「How safe is safe enough?」に答えようとする取り組みの一つが安全目標である。安全目標に係わる様々な議論は本稿で紹介することは出来ないが、平成 15 年に旧原子力安全委員会において、以下の中間とりまとめがなされている。

定性的安全目標案：原子力利用活動に伴って放射線の放射や放射性物質の放散により公衆の健康被害が発生する可能性は公衆の日常生活に伴う健康リスクを有意には増加させない水準に抑制されるべきである。

*Akio Yamamoto¹¹Nagoya Univ.

定量的安全目標案：①原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによる、施設の敷地境界付近の公衆の個人の平均急性死亡リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきである。②原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによって生じ得るがんによる、施設からある範囲の距離にある公衆の個人の平均死亡リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきである。

福島第一原子力発電所事故では、放射性物質による汚染で長期にわたって住居出来ない土地が生じたことが大きな問題となっている。旧原子力安全委員会の安全目標は、人の健康に着目した形となっているが、大規模な土地汚染に対する直接的な言及はない。原子力規制委員会で議論された「安全の目標」では、大規模な土地汚染の観点から、放射性物質の放出量に関する性能目標が示されているが、安全目標についてはさらなる議論が必要である。

4. 深層防護と安全設計・安全評価

深層防護は、安全確保のためにリスクを伴う工学システムに取り入れられている概念である。例えば、車であれば、①異常発生の防止(例：シフトレバーをPにしないとエンジンが掛からない)、②異常事態の緩和、事故への進展防止(例：アンチスキッドブレーキ)、③人的被害の防止(例：シートベルト、エアバッグ)、④人的被害の緩和(例：救急搬送)という深層防護がなされている。

深層防護とは、不確かさへの備えとして、多種の防護策を組み合わせることで、全体として防護の信頼性をできるだけ向上させる概念である。仮に、世の中に不確かさが全くなければ(我々の知識に欠けがなく完全であれば)、想定出来る全ての事故シーケンスに対応することが可能となり、深層防護は不要になるであろうと考えられる。つまり、深層防護は不確かさへの備えであり、従って、①完璧な単一の防護策は存在せず必ず何らかの弱点があると考え、②多様な防護策を複数組み合わせることでシステム全体としての信頼性を向上させる、といった考え方が極めて重要である。原子力発電所においては、以下に示す五層の深層防護が採用されている。

第1層：異常状態の防止(安全文化、保守的設計、建設・運転・保守の高い品質)

第2層：異常運転の検知と制御、異常状態の緩和(計装系、制御系、安全保護系)

第3層：設計基準事故の緩和、過酷事故の防止(工学的安全施設、主として恒設機器による自動対応)

第4層：過酷事故の緩和(過酷事故対応機器(恒設および可搬)、過酷事故マネジメント)

第5層：周辺における放射線影響緩和(敷地外緊急時対応)

深層防護の考え方を具現化するため、原子力発電所の安全設計においては、異常状態を運転時の異常な過渡変化、設計基準事故、重大事故に区分し、それぞれにおいて異なる防止策と緩和策をとることで放射性物質の閉じ込め障壁である被覆管、原子炉容器、格納容器の閉じ込め機能を維持する設計としている。また、仮にこれらの閉じ込め機能が失われた場合でも、その影響を緩和する対策がなされる。

安全評価においては、このような安全設計がプラント全体として適切に機能するかどうかを解析により確認する。運転時の異常な過渡変化と設計基準事故については、炉型毎に選定された代表的な事故シーケンスを解析し、被覆管最高温度や冷却材の最高圧力などの安全上のパラメータが制限値を満足することを確認する。また、設計基準事故を超える重大事故においては、多重故障を含む事故シーケンスが確率論的リスク評価の結果を用いて選定され、この事故シーケンスの解析を行うことにより、過酷事故の対策が有効であり、大規模な放射性物質の放出に至らないことを確認している。なお、これらの安全設計・安全評価は福島第一原子力発電所事故の教訓などを反映した規制基準に則って行われている。

5. 「欠け」と想定外事象への対応

深層防護で述べたように、我々の知識は完全ではあり得ず、必ず「欠け」が存在する。いわゆる想定外事象も、知識に関する何らかの欠けが原因となって発生すると考えて良い。従って、原子力安全の観点からは、この「欠け」をできるだけ少なくする継続的な取り組みが必要となる。

欠けの一つとして、“unknown unknowns”という言葉がよく使われる。我々が「知らない存在」(unknowns)があること自体を認識していない(unknown)事項、という意味である。Unknown unknowns の領域はそもそも知らないことさえ認識していないので、直接対応を取ることは難しい。従って、周辺領域である“unknown knowns”、“known unknowns”、“known knowns”の領域を新知見により継続的に拡充し、これらの領域の事象に対して対応をしっかりと取ることが重要になる。ちなみに、“unknown knowns”は(原子力界では)認識されていないが世の中の知識としては存在する項目、“known unknowns”は、「知らないと言うことが分かっている」つまり「欠け」として認識できている領域、“known knowns”は認識できており、その知識もある事項に対応すると思われる。“known unknowns”については、研究開発などにより欠けを補うことが出来るため、対応の方向性は明確であると言える。一方、“unknown knowns”への対応はややハードルが高いが、原子力に閉じた形ではなく、他の学協会を含めた形で、原子力施設の安全性に係わる新知見を積極的に探しに行く姿勢が重要になるだろう。

なお、本セッションの 3S についても、Safety, Security, Safeguards の間の交流はあまり多いとは言えず、Safety(あるいは security, safeguards)の観点から、他の分野における重要事項が“unknown knowns”とならないよう留意が必要であり、従って、3S のインターフェースが重要になる。

6. 3S のインターフェース

Safety, Security, Safeguards の最終的な目的は、いずれも人、社会、環境を放射線リスクから防護することであり、共通である。いずれも基本的に深層防護の方針にそって対応がなされる。最近よく話題になるサイバーセキュリティもまさに深層防護に基づいて防護がなされている。

例えば、偶発的な故障により墜落する航空機が原子力施設にぶつかった場合と核テロとして原子力施設に衝突する航空機を考える。「航空機が原子力施設に衝突する」と言う現象は同じであり、航空機衝突により発生する原子力事故の発生の防止と事故の影響の緩和は、事故だけでなく核テロに対しても有効に機能する可能性がある。これは、米国 9.11 テロの対応策として制定されたいわゆる B.5.b Phase 2 & 3 のガイダンスがシビアアクシデントマネジメントとしても有効であったと考えられることから明らかである。

一方、Safety, Security, Safeguards には、相反する要素もある。そもそも、原子力施設への攻撃や核物質の盗取又は破壊行為、放射性物質の意図的な環境への拡散など、Security や Safeguards に係る事象は、故意に行われる‘知的な’又は‘計画的な’行為に基づくものである。このように意図を持って故意に行われる悪意のある行為(核テロ)によるリスクへの対策には、自然現象や施設・設備の故障、人的過誤などによって引き起こされる意図しない事象から生じるリスクに対応する原子力安全の対策とは異なるアプローチが必要である。また、Security や Safeguards の観点からはアクセス制限が有効であるが、このようなアクセス制限は迅速な事故対応の妨げとなる可能性がある。また、Safety を確保する定期検査の際には、機器の電源を停止する必要があるが、セキュリティ目的の機器に電源供給ができないことはあってはならない。また、Safety の観点からは、透明性・公開性・第三者も含めた品質保証活動が重要であるが、機密情報管理が重要となる Security や Safeguards の対応とは必ずしも相容れない。

以上のように、Safety, Security, Safeguards には相補的及び相反的な側面がある。従って、重要なことは 3S のインターフェースを計画段階からよく検討し、相補的な側面を最大に、そして相反的な側面を最小にすることが重要である。これが、Safety, Security, Safeguards の目的である「放射線リスクから人、環境、社会を防護する」ことにつながる。また、Safety, Security, Safeguards は着目する観点が異なるため、例えば Safety の観点からは影響はないが、Security や Safeguards の観点からは問題になり得ることもある。従って、これら三分野を俯瞰できる知識を素養として身につけるとともに、これらの分野を所掌する組織や部門が独立性を担保しつつ孤立せず情報共有や意見交換を行う必要がある。

7. まとめ

本稿では、Safety の基礎事項から出発し、「欠け」の探索の観点から重要となる 3S のインターフェースについて述べた。Safety, Security, Safeguard いずれの分野も、単独でも学習・習得は容易でないボリュームがあるが、他分野とのインターフェースはおろそかに出来ない。概略の知識だけでも最低限身につけておく必要があり、その意味から本セッションのような取り組みは評価されるべきであろう。

参考文献

- [1] 機関連携強化による未来社会に向けた新たな原子力教育拠点の構築 : 原子力安全工学 第 4 回、第 5 回 (2022) : <https://ocw.hokudai.ac.jp/lecture/nuclear-safety-engineering>
- [2] IAEA, SF-1 Fundamental Safety Principles (2006): https://www.nra.go.jp/activity/kokusai/honyaku_01.html
- [3] 小林、トランス・サイエンスの時代：科学技術と社会をつなぐ、NTT 出版、(2007).
- [4] 原子力規制委員会 継続的な安全性向上に関する検討チーム報告書(2021) : <https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA007000045>
- [5] 玉井、原子力安全と核セキュリティのインターフェース (2021)、DOI: 10.3327/jaesjb.63.9_677
- [6] IAEA, The Nuclear Safety and Nuclear Security Interface: Approaches and National Experiences, TRS No.1000 (2021).
- [7] 原子力規制委員会、保障措置実施に係る連絡会(令和 6 年 3 月 26 日) : <https://www.nra.go.jp/activity/hoshousochi/news/hoshou.html>
- [8] 原子力安全部会 新検査制度の効果的な実施に関する検討 WG、検討ペーパー「核セキュリティコーナーストーン評価の在り方とそこから見えてきた検査制度の課題」、(2021) : http://www.aesj.or.jp/~safety/pdf/other/SecurityCS_Paper2021_v1.0.pdf

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会、学生連絡会 合同セッション

将来世代のための原子力の平和利用の 3S に関する討議

Discussion on the 3S for Peaceful Use of Nuclear Energy for Future Generations

(2) 保障措置(核不拡散)(Safeguards)の概念とその実装

(1) Concept of nuclear non-proliferation (safeguards) and its implementation

*堀 雅人¹

¹IAEA

1. 保障措置の背景

1938 年にマイトナー、ハーンによって核分裂が発見され、それが、強力な爆弾になりうるものがアインシュタイン、シラード等の米大統領宛ての書簡により明らかになった（1939 年）。第 2 次大戦下で核兵器の開発は急速に進み、1945 年、原子力は、核兵器として軍事目的で使用された。一方、平和的な原子力開発も進められ、1951 年、米国において最初の原子力発電所が運転を開始した。

原子力には、核兵器として軍事目的での利用と、高密度・高出力のエネルギー源として平和目的の利用の両面があることから、核兵器の拡散防止と原子力平和利用の両立を目指すことを目的に開発されたのが、保障措置制度である。保障措置制度は、核不拡散の強化と原子力の平和利用の担保の両面で重要な役割を果たしている。

2. 保障措置の目的

保障措置を一言でいうと、「保障措置協定に基づく各国の約束（undertakings）を IAEA が検認すること」である。IAEA による独立した検認は、各国が原子力の平和利用に関するコミットメントを履行していることを国際社会に保証し、早期発見のリスクを通じて、保障措置の対象となる核物質、施設等が軍事目的のために使用されることを抑止する。絶対的な保証を提供することは不可能であるが、IAEA は、国際社会に対して、各国が保障措置協定に基づく保障措置義務を遵守しているという信頼できる保証を提供する。

核不拡散条約（NPT）の発効（1970 年）以降、保障措置協定は以下の 3 つのタイプに分類される。

① 包括的保障措置協定 Comprehensive Safeguards Agreement (CSA) (INFCIRC/153)

NPT 第 3 条 1、非核兵器地帯条約に基づき締結国の原子力の平和利用にかかるすべての核物質が対象。

2023 年 12 月末現在 181 か国がこの協定を発効

② 対象物特定保障措置協定 Item Specific Safeguards Agreement (INFCIRC/66)

NPT 未締約のインド、パキスタン、イスラエルのみが発効。二国間原子力協定に基づき、受領した核物質や原子力資機材のみが対象。

③ 自発的提供協定, Voluntary Offer Agreement (VOA)

NPT 下の核兵器国（米、露、英、仏、中）が自発的に IAEA 保障措置の適用を受けるために締結。選択された施設のみが対象。

また、これらの協定の議定書として、以下の 2 つがある。

① 追加議定書 Additional Protocol (AP) (INFCIRC/540、1997 年)

保障措置の実効性を強化し及び効率を改善するための議定書。保障措置の適用範囲の拡大、補完的なアクセス等新たな IAEA の権限を付与。CSA 発効国のうち 136 か国が発効。

② 少量議定書 Small Quantity Protocol (SQP) (Original SQP 1974 年、Revised SQP 2005 年)

核物質を保有しない又は微量のみ保有する国の保障措置協定締結促進のため作成された議定書。CSA

*Masato Hori¹

¹IAEA

に規定されている報告・活動を免除。

保障措置の目標は、その国が IAEA と結んでいる協定及び議定書により異なるが、CSA 及び AP 発効国における保障措置の目標は以下のとおりである。

- ① 申告された施設の申告された核物質の転用の検知
- ② 申告された施設における未申告の生産・処理（ミスユース）の検知
- ③ 未申告の核物質及び活動の検知

3. 保障措置の実施と結論

IAEA、国及び事業者は、保障措置協定及び議定書に基づく義務及び権限を履行し、上記の目標の達成を目指して保障措置活動を実施する。

保障措置の重要な手段は、計量管理である。物質収支区域（Material Balance Area: MBA）を規定し、その区域に出入りする核物質の量及びある時点の在庫量を事業者が測定等を通じて計量し、計量の結果を記録し、IAEA に報告する。IAEA はその報告に対して査察を実施する。加えて、IAEA は、補完的な手段として、封じ込め/監視を適用し、保障措置の効果と効率を高めている。AP に基づく、拡大申告や補完的なアクセスも行われる。

保障措置の結果は、毎年、IAEA 事務局から理事会に報告される保障措置実施報告書（SIR）に記載される。IAEA の結論として、「保障措置下にある核物質の転用」及び「未申告の核物質及び原子力活動」が存在しない旨の結論は、「拡大結論（Broader Conclusion）」と言われており、拡大結論が得られた国に対しては、「統合保障措置」が適用され、CSA と AP に記載される活動の最適な組み合わせによって効率化された保障措置が適用される。日本に対しては、2004 年より、統合保障措置が適用されている。

4. 保障措置対象の増加と国レベルの保障措置アプローチ（SLA）

保障措置協定及び議定書に基づき検認活動等を実施する IAEA のリソースは限られている。IAEA の予算は、他の多くの国際機関と同様に、据え置かれており、物価上昇分のみの増額となっている。2024 年の IAEA の保障措置予算は、167.7M ユーロ（約 270 億円）であり、IAEA 全体の予算 426.7M ユーロの 39%程度を占めている。

一方で、保障措置の対象の核物質は年々増加しており、更なる保障措置の効率化が求められている。加えて、現在、各国において SMR の導入計画が進んでおり、将来、保障措置予算がひっ迫することが懸念されている。

このような状況下で、IAEA は、2014 年頃より、SLA の開発・導入を進めている。SLA は、その国の核燃料サイクルの技術的能力、保障措置の結論、IAEA の保障措置適用の経験、国内保障措置制度の技術的能力等の 6 つの国固有の要素を考慮し、保障措置の更なる最適化を図るものである。IAEA は、2023 年 12 月の時点で、135 か国に SLA を導入済みで、保障措置対象の核物質の 97%に SLA が適用されているとしている。今後さらに、SLA の下で、保障措置の効率化が進むことが予想される。

5. 日本の保障措置

日本は、原子力基本法に基づき、原子力は平和利用に限定し、原子炉等規制法等に基づいて、CSA や AP の要件を担保するとともに、国内保障御措置制度を維持している。拡大結論を 2003 年以降毎年得ており、保障措置の模範国の一つである。加えて、日米原子力協定等の 2 国間原子力協定に基づく義務も履行している。

一方で、再処理施設を始め多様な核燃料サイクル施設を保有するため、IAEA が最も査察業務を費やしている国でもある。日本では、多くの非立会検認装置、遠隔監視装置等を開発・導入し、査察の効率化に貢献しているが、更なる効率化のための取り組みが、国際的な保障措置体制の強化のために重要である。

6. 保障措置の課題と対応

以下に保障措置の課題と今後必要な対応についてまとめた。

(1) AP の普遍化

保障措置を強化・効率化することを目的に AP が作成されたが、依然として 45 か国が未発効である。これらの国への政治的、外交的な働きかけとともに、各国の保障措置従事者の人材育成が重要である。

(2) 更なる保障措置の効率化

IAEA の保障措置予算の増額が見込めないことから、更なる保障措置の効率化を進める必要がある。SLA による保障措置の最適化を進めるとともに、AI、ロボティックス等の新技術による査察の効率化の検討も行われており、更に、これらの技術開発を進める必要である。また、新しい施設に対する Safeguards By Design (SBD) の適用による査察の省力化を進めることが重要であるが、安全、核セキュリティを加えて、3S By Design いった 3 つの S の強化と効率化を実現できるコンセプトの開発も、今後の検討テーマであるとする。

(3) その他の課題の対応

イランの核合意 (JCPOA)、AUKUS に基づく原子力潜水艦への保障措置の適用といった課題対応を円滑に進める必要がある。

7. まとめ

保障措置制度は、核不拡散の強化と原子力の平和利用の促進の両面で重要な役割を担っているが、如何にして効率化を進めるかが大きな課題となっている。そのための AI、ロボティックスといった技術開発や SBD の導入が進められているが、今後、そのような検討のスコープに、安全、核セキュリティを加えることにより 3S の相乗効果が期待できるかもしれない。

参考文献

- [1] Supplementary Document to the Report on The Conceptualization and Development of Safeguards Implementation at the State Level (GOV/2013/38) GOV/2014/41, August 2014
- [2] Safeguards Statement for 2023:
https://www.iaea.org/sites/default/files/24/06/20240607_sir_2024_part_ab.pdf
- [3] The Agency's Programme and Budget 2024–2025, GC(67)/5:
<https://www.iaea.org/sites/default/files/gc/gc67-5.pdf>

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会、学生連絡会 合同セッション

将来世代のための原子力の平和利用の3Sに関する討議

Discussion on the 3S for Peaceful Use of Nuclear Energy for Future Generations

(2) 核セキュリティの概念とその実装**(1) Concept of Nuclear Security and its implementation***相楽 洋¹¹東工大**1. 核セキュリティとは**

「核セキュリティ」のワードそのものは多種多様な使われ方をしているが、本稿では国際原子力機関(IAEA)の定義である、「核物質、その他の放射性物質 又はその関連施設が関わる盗取、妨害破壊行為、無許可立入、不法移転又はその他の悪意のある行為の防止、検知及び対応」に基づいて解説する¹。具体的には、テロリストや非国家主体等が、(1)核兵器そのものを盗むこと、(2)核物質を盗み核爆発装置を造ること、(3)放射性物質を盗み汚い爆弾等を造ること、(4)施設や輸送を妨害したり破壊すること（妨害破壊行為）、以上の脅威への防止、検知及び対応である。ここで核物質とは、プルトニウム(Pu-238 80%未満のもの)、U-233、U-235 (天然ウラン同位体比を超えるもの)の内決められた量を超えるものであり^{2,3}、その他の放射性物質とは、放射性同位元素であってその放射線が発散された場合において人の健康に重大な影響を及ぼすおそれのあるものとして定められたものである^{4,5,6}。

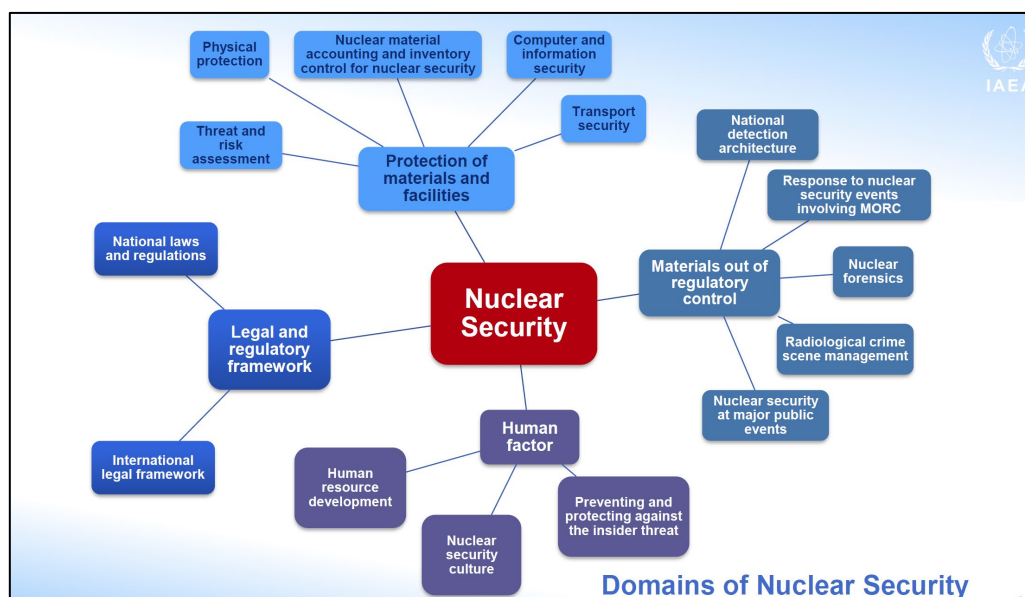
図1 核セキュリティの重要な要素と展開図⁷

図1に核セキュリティの重要な要素と展開図を示す。一般的に抱かれるイメージとしては、厳重な警備や検知システムなどから成る「物理的防護」⁸ではないかと思われるが、不法行為により持ち出された核・放射性物質の探査・回収や証拠試料の科学的鑑定（核鑑識）、湧きだし線源や核・放射線テロ事案発生後の対応といった「管理を外れた核物質及びその他の放射性物質への対応」、内部犯行者対策や核セキュリティ文化醸成といった「人的要因」、国内規制や国際条約および枠組等の「法的枠組」と多岐に渡る。近年ではサイバーセキュリティも重要な物理的防護要素に含められている。関連事業者は原子力事業者に限らず一定量

*Hiroshi Sagara¹¹Tokyo Institute of Technology

以上の放射性同位元素を扱う病院や製造業等幅広く、また関連省庁も原子力規制委員会、外務省、国土交通省、厚生労働省、警察庁、都道府県公安委員会、農林水産省、海上保安庁、内閣官房、防衛相、消防庁へと広く跨り、さらに研究・専門機関も関連している。

2. 核セキュリティにおける深層防護

原子力安全同様に核セキュリティにおいても深層防護の考え方が取り入れられている。原子力施設における核物質盗取に対する深層防護概念(図 2)を例に説明する。なお、妨害破壊行為に対する深層防護については、原子力安全と共通概念を用いて学会標準委員会 SS 分科会において詳しく検討されているためそちらを参照されたい。

最も基礎的な物質障壁は物性に基づいた重要度に基づく障壁である。IAEA 核セキュリティ勧告文書 No.13 や日本の原子炉等規制法では、核物質の場合には U-235 濃縮度毎の量、U-233 量、および Pu 量(Pu-238 80% 未満のもの)、照射の有無により、物質の *Attractiveness*(不正利用価値)¹⁰に応じ 3 区分に分けた等級別手法がとられている(表 1)。米国エネルギー省の管轄する核物質に対する規制においては、*Attractiveness*(不正利用価値)は化学形態や濃度にまで更に細分化され、メリハリが一層つけられた等級別手法がとられている。

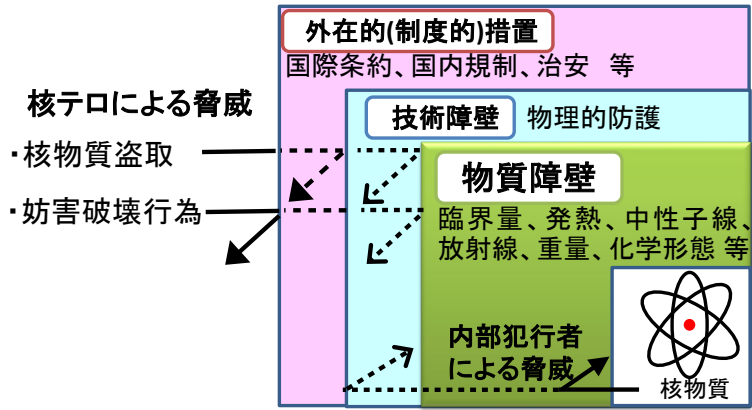


図 2 核物質盗取に対する深層防護¹¹

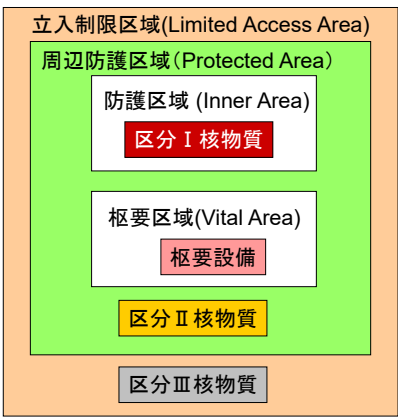


図 3 物理的防護区分

表 1 核物質の区分

(未照射)		防護区分	I	II	III
プルトニウム 注1			2kg以上	500gを超え2kg未満	15gを超え500g以下
ウラン235	濃縮度 20%以上		5kg以上	1kgを超え5kg未満	15gを超え1kg以下
	濃縮度 10%以上 20%未満			10kg以上	1kgを超え10kg未満
	天然ウランの比率を超え 10%未満				10kg以上
ウラン233			2kg以上	500gを超え2kg未満	15gを超え500g以下

(照射済)	核物質の種類	防護区分
核物質を照射して、1m離れた地点での空気吸収線量率が1グレイ毎時以下のもの		未照射の区分
核物質を照射して、1m離れた地点での空気吸収線量率が1グレイ毎時を超えるもの (濃縮度が10%未満の濃縮ウランを除く)(ガラス固化体に含まれるものは除く)注2		未照射の区分から1ランク下げることが可能
天然ウラン、劣化ウラン、トリウム、濃縮度が10%未満の天然ウラン等を照射して、1m離れた地点での空気吸収線量率が照射直後において1グレイ毎時を超えるもの		II

注1 Pu238>80% を除く
注2 核物質を照射して1m離れた地点の空気吸収線量率が1グレイ、毎時を超えるガラス固化体に含まれる核物質は、防護区分III

次の階層である技術障壁として、物理的防護措置が用いられる。IAEA 核セキュリティ勧告 No.13 によれば、区分分けされた核物質に応じ、立入制限区域、周辺防護区域、防護区域の設定が求められ、区分に応じた出入管理や侵入検知および対応が求められる(図 3)。また、妨害破壊行為により核物質や放射性物質が敷地外に放出され重大放射線影響(HRC)を与え得る設備は、枢要設備として枢要区域を設定し防護が求められる。

る。福島第一原子力発電所事故の教訓を受けた改正省令により追加された措置であり、防護区域内外を問わず防護が求められる。

最後の階層である外在的(制度的)措置として、管理を外れた核物質及びその他の放射性物質への対応として警察や海上保安庁といった治安部隊を始め多くの関連省庁による対応や、国際条約の履行や枠組みなどの法的措置がある。

3. 3S と核セキュリティ

原子力安全(Nuclear Safety)・核セキュリティ(Nuclear Security)・核不拡散/保障措置(Nuclear Non-proliferation/Safeguards)の3つのSから成る「3S」は、原子力エネルギー平和利用の根本原則として関係者には認識されてきた概念だが、2008年に開催された北海道洞爺湖サミットにおいて日本の提案により3Sに立脚した原子力エネルギーに関する国際イニシアチブが首脳宣言に盛り込まれ、国際政治的にも重要な概念として認知された。

図4に3Sの各要素と範囲を示す。原子力安全は、人と環境を原子力の施設と活動に起因する放射線の有害な影響から防護することを目的としており、原子力システムの故障、自然災害や人的要因(人的過誤等)を起因事象としている。

核セキュリティは非国家主体・テロリスト等による核爆発装置の使用、人為的な放射性物質の拡散や放射線影響事象の発生を防ぐことを目的としており、核物質やその他放射性物質の盗取、施設の妨害破壊行為、核爆発装置やRadiological Dispersal Device(RDD)、Radiological Exposure Device(RED)などの装置の不法所持や製造を起因事象としている。原子力安全との大きな違いは、同じ人的要因であっても原子力安全の場合は悪意を伴った意図によるものではないのに対し、核セキュリティでは意図的なものを起因としており、異なる防護アプローチが求められる。

核不拡散は国家による核兵器の拡散防止を目的としており、保障措置はそのための最も重要で実効的な制度措置の一つである。核物質の不法転用や施設の不正使用に加え、核不拡散体制からの脱退や条約等の不履行によるブレイクアウト、核兵器の製造や核実験実施等を起因事象としている。核セキュリティとは核爆発装置の製造および使用を防止する点で共通項はあるが、対象が国家であり、非国家主体やテロリストを対象とした核セキュリティとは異なる。また、核不拡散/保障措置では核兵器として核爆発装置を想定しているが、核セキュリティが想定するRDDやRED等は想定されていない。

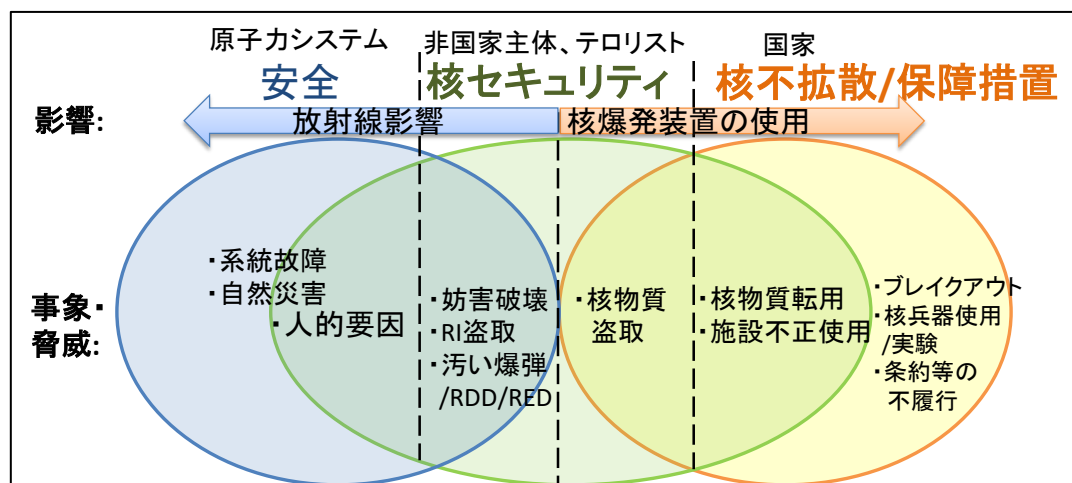


図4 3Sの各要素と範囲(Choi (2011)¹²を参考に作成)

4. 3S インターフェースと 3S by Design

核セキュリティの妨害破壊行為に対する枢要区域選定と原子力安全のインターフェースについては、原子力安全における深層防護概念を用い、敵対者の侵入を許した後、影響緩和、避難防災のそれぞれに対して多くの接点があることが指摘されている⁹。また、核物質盗取に対しても臨界安全と放射線防護、核セキュリ

ティおよび核不拡散に共通インターフェースが存在し、燃料設計段階から考慮することにより合理化が図れる可能性がある。

安全性については既に原子力システム設計の初期段階から取り入れられ、効率的かつ効果的な設計がなされており、日本の原子力発電所の許認可等に係る法規制体系において、安全性は設置許可段階から求められている。一方で核セキュリティや保障措置については、詳細設計建設段階になって初めて検討が開始されている。3Sには重複する共通要素が多くあり、また同時に矛盾する要素も含まれている。核セキュリティおよび保障措置についても、原子力安全同様、原子力システム設計の初期段階から統合的に取り入れ、効率的かつ効果的な設計を行うことが強く推奨されている (例えば宇根崎(2019)¹³, (2023)¹⁴、出町(2020)⁹、IAEA(2014)¹⁵、IAEA(2022)¹⁶)。特に、強い固有安全性を有し開発が進められている小型モジュール炉や次世代革新炉については、核セキュリティの枢要区域設定の簡略化可能性や、炉心長寿命化による燃料取り換え頻度低減に伴う規制側による保障措置上の検認負担軽減など、事業者、規制者双方にとって多くの 3S 相乗効果が期待される。

5. まとめ

本稿では核セキュリティについて、3S を広く概観しながらその位置づけを解説し、3S by design 等の今後の展望を述べた。本企画セッションをきっかけに、3S 全体を俯瞰する重要性の気付きに繋がれば幸いである。さらに詳細に関心があれば、日本原子力学会誌 ATOMOΣ 連載講座「核セキュリティ入門」^{9,17,18,19,20}を読むことを勧めたい。また、手前味噌で恐縮だが、東京工業大学原子力規制人材育成事業において他大学生も参加可能な講義「核セキュリティスクール」および実習「原子力災害対応実習」を 2025 年春期および夏期集中開催を予定しており²¹、こちらへの参加も勧めたい。

参考文献

¹ Nuclear Security – Measures to Protect Against Nuclear Terrorism, IAEA GC(47)/17 (2005).

² Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities (INFCIRC/225/Revision 5), IAEA Nuclear Security Series No. 13 (2011).

³ 日本においては「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」における「特定核燃料物質」が相当する

⁴ CODE OF CONDUCT ON THE SAFETY AND SECURITY OF RADIOACTIVE SOURCES, IAEA/CODEOC/2004, (2004).

⁵ Nuclear Security Recommendations on Radioactive Material and Associated Facilities, IAEA Nuclear Security Series No. 14 (2011).

⁶ 日本においては「放射性同位元素等の規制に関する法律」における「特定放射性同位元素」が相当する

⁷ Nikonov, Nakamura, Nuclear Security School Tokyo Tech 2019.

⁸ 「内閣府政策統括官、核物質および原子力施設の物理的防護に関する核セキュリティ勧告(INFCIRC225Rev.5) 仮訳(2012)」に基づき、本稿では核物質およびその他の放射性物質に対する防護(Physical Protection)をまとめて「物理的防護」と記載する

⁹ 出町, “原子力安全と核セキュリティ(SS)のインターフェイス”連載講座核セキュリティ入門第5回, 日本原子力学会誌, Vol. 62, No. 12, p. 741-744 (2020).

¹⁰ 不法移転及び妨害破壊行為に伴う潜在的な影響。直訳により「魅力度」と和訳されることが多いが、不要な誤解を招かないために、本稿では「内閣府政策統括官、核物質および原子力施設の物理的防護に関する核セキュリティ勧告(INFCIRC225Rev.5) 仮訳(2012)」に基づき、「Attractiveness(不正利用価値)」と記載する

¹¹ 相楽洋, “核セキュリティの基礎・核テロ対策”, 平成 25 年度第 1 回原子力道場 TV セミナー(2014)

¹² Jor-Shan Choi, “An integrated approach to nuclear safety and security: in the context of 3S” JAEA Int. Forum on Peaceful Use of Nuclear Energy and Nuclear Security (2011)

¹³ 宇根崎, “3S の協働プラットフォームとしての原子力学会への期待,” 日本原子力学会誌, 2019 年 4 月号 (2019).

¹⁴ 宇根崎, “IF 事故と 3S : 核セキュリティの観点から,” 日本原子力学会誌, Vol. 65, No. 5, p.302, (2023).

¹⁵ IAEA, “International Safeguards in the Design of Nuclear Reactors,” IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-2.9, 2014.

¹⁶ Francisco P. Iturria, Weirong Li, “Time to Act: Integrating Safety, Security and Safeguards in the Design of Innovative Reactors,” Technical Meeting on Safety, Security and Safeguards by Design for Small Modular Reactors, Vienna, 18-21 Oct. 2022.

¹⁷ 宇根崎, “核セキュリティ入門 第 1 回核セキュリティとは何か?,” 日本原子力学会誌, Vol.62, No.4 (2020).

¹⁸ 須田, 木村(隆) “核セキュリティ入門 第 2 回核セキュリティ強化に向けた取組み” 日本原子力学会誌, Vol.62, No.6 (2020).

¹⁹ 高橋, 小泉, “核セキュリティ入門 第 3 回核セキュリティのための核物質検知技術,” 日本原子力学会誌, Vol.62, No.8 (2020).

²⁰ 木村(祥), “核セキュリティ入門 第 4 回核セキュリティを支える核鑑識技術,” 日本原子力学会誌, Vol.62, No.10 (2020).

²¹ 東京工業大学原子力規制人材育成事業「フィジカル・サイバー空間にまたがる原子力プラント 3S を俯瞰し実践・主導する規制人材育成」 <https://anset-cp.zc.iir.titech.ac.jp/jp/index.html>

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会、学生連絡会 合同セッション

将来世代のための原子力の平和利用の 3S に関する討議

Discussion on the 3S for Peaceful Use of Nuclear Energy for Future Generations

(4) 全体討議

(4) Open Discussion

*塚田 東城¹, 山下 芳輝²¹立命館アジア太平洋大学, ²名古屋大学

1. はじめに

近年の世界情勢の変化を契機として、エネルギーや安全保障など多面的な観点から原子力に関する議論が活発化している。日本国内に目を転じれば、福島第一原発（1F）廃炉や再処理、最終処分の問題など、原子力に係る問題が山積している状況である。本セッションは、かかる社会的状況において、学生や若手社会人を含む「将来世代」が、原子力業界における将来的課題について認識を深め、協働するための基盤を提供することを試みる。初の開催となる今回のセッションでは、ターゲットである「将来世代」の実際の興味関心に鑑み、原子力安全（Safety）、核不拡散（保障措置、Safeguards）、核セキュリティ（Security）からなる「原子力平和利用における 3S」を取り上げることとした。

2. セッションの概要

本セッションは、以下の構成をとる。まず、原子力の平和利用における 3S について、(1) 原子力安全について山本章夫氏（名古屋大学）、(2) 核不拡散について堀雅人氏（日本原子力研究開発機構）、(3) 核セキュリティ（Security）について相楽洋氏（東京工業大学）より、それぞれ講義を受ける。その後、(4) 全体討議と題し、3名の講師と筆者とをパネリストとし、聴衆との対話も交えつつ、原子力が抱える中期的・長期的課題に対して、3Sを通して解決してゆくための方策について意見交換を行う。

3. 全体討議の内容

3氏による講義ののち、以下の議題に沿って、40分間の全体討議を行う。

3-1. 原子力技術の発展と 3S の役割

今後本格的な導入が目される SMR や革新炉といった新規性の高い原子力技術に対しても、原子力安全・核不拡散・核セキュリティを高水準かつ効果的に運用することが肝要である。各々の炉型や規模に応じて最適な安全基準の策定、高い核不拡散性の追求、核セキュリティの確保のための設計等がなされているというのが、門外漢の筆者の大まかな理解である。ここでは、発展的な原子力技術と 3S との対応という観点から、最近の研究動向や今後の課題等について、自由闊達に情報・意見交換を行う。

3-2. 3S における人的要因について

S の水準向上・維持における人的要因について、大学や企業等における人材育成の現状や将来の展望に着目して議論を行う。特に安全文化・セキュリティ文化の醸成ということが言われて久しいが、不拡散に通暁した人材の育成もまた重要であることは言を俟たない。原子力業界における人材育成の一層の加速は本セッションの狙いとするところでもあり、大学等において長きにわたり人材育成に携わってこられた講師の方々から、有益な意見を頂戴できればと思う。

*Haruki Tsukada¹ and Yoshiaki Yamashita²¹ Ritsumeikan Asia Pacific Univ., ² Nagoya Univ.

3-3. 結びにかえて

本セッションにおける講義や討議を通して、「将来世代」の学生・社会人を中心に、何らかの示唆を提供できれば幸いである。末筆ではあるが、本セッションの開催にあたりご尽力いただいた全ての方々、特に講師をご快諾いただいた山本章夫・堀雅人・相楽洋の3氏、およびロジスティクスの面で多々お骨折りいただいた日本原子力研究開発機構の木村祥紀氏には、記して深謝申し上げる。