

Wed. Mar 16, 2022

Room A

Planning Lecture | Joint Session | Reactor Physics Division, Nuclear Data Division, Investigation Committee on Nuclear Data

[1A_PL] Completion of JENDL-5 and Prospects
for its application to numerical analysis

Chair: Kenichi Tada (JAEA)

1:00 PM - 2:30 PM Room A

[1A_PL01] Overview of JENDL-5

*Osamu Iwamoto¹ (1. JAEA)[1A_PL02] Evaluation of fission product yields and
their covariance data*Satoshi Chiba¹ (1. Tokyo Tech)[1A_PL03] Integral test of JENDL-5: Benchmark
analysis in thermal reactor system*Kenichi Yoshioka¹ (1. TOSHIBA ESS)[1A_PL04] Integral test of JENDL-5: Benchmark
analysis in fast reactor system*Kenji Yokoyama¹ (1. JAEA)

Room B

Planning Lecture | Board and Committee | Fukushima Support Project

[1B_PL] For the recovery and regeneration of
Fukushima

Chair: Reiko Fujita (Fukushima support PJ)

1:00 PM - 2:30 PM Room B

[1B_PL01] Rice cultivation experiment in Fukushima

*Michitaka Sasoh¹ (1. TOSHIBA ESS)

[1B_PL02] Support activities for school education

*Shoko Yashio¹ (1. Obayashi)[1B_PL03] National reconstruction assistance and
regional revitalization*Reiko Nunome¹ (1. RWMC)

[1B_PL04] Open Discussion

Room C

Planning Lecture | Technical division and Network | Advanced Reactor Division

[1C_PL] International collaboration of
Generation-IV nuclear energy systems
and R&D status in Japan

Chair: Takaya Ito (MFBR)

1:00 PM - 2:30 PM Room C

[1C_PL01] Latest activities in Generation-IV
international forum (GIF)*Hideki Kamide¹ (1. JAEA)[1C_PL02] R&D and international collaboration for
sodium-cooled fast reactors in Japan*Shigeki Kobayashi¹ (1. MFBR)[1C_PL03] R&D for high-temperature gas-cooled
reactors and restart of HTTR*Tetsuo Nishihara¹ (1. JAEA)

Room D

Planning Lecture | Over view Report | Kobe University

[1D_PL] Progress and Challenge of Solid State
Nuclear Track Detectors

Chair: Akira Taniike (Kobe Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room D

[1D_PL01] Latent track structure and formation
processes in polymeric etched track
detectors*Tomoya Yamauchi¹ (1. Kobe Univ.)[1D_PL02] Latest nuclear emulsion technology and
cosmic ray imaging*Kunihiro Morishima¹ (1. Nagoya Univ.)[1D_PL03] Fluorescent nuclear track detection
technology and its application*Satoshi Kodaira¹ (1. QST)

Room E

Planning Lecture | Board and Committee | Ethics Committee

[1E_PL] Ethics to realize the Well-Being

Chair: Ichiro Teshiba (HGNE)

1:00 PM - 2:30 PM Room E

[1E_PL01] Continued consideration of ethical issues

*Masanobu Kamiya¹ (1. JAPC)

[1E_PL02] Science and Engineering Ethics 2.0

*Jun Fudano¹ (1. Waseda Univ.)

[1E_PL03] Discussion

Room F

Planning Lecture | Technical division and Network | Operation and Power Division

[1F_PL] Plant Manufacturers' Activities on
Nuclear Industry Based on the 6th
Strategic Energy Plan

Chair: Takanori Kitada (Osaka Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room F

[1F_PL01] Activities for Next-Generation Nuclear Power Plants

*Kazuhiro Asano¹ (1. TOSHIBA ESS)

[1F_PL02] Nuclear Business Development of Hitachi to Achieve Carbon Neutral

*Kazuhiro Yoshikawa¹ (1. HGNE)

[1F_PL03] Mitsubishi's Nuclear Power Business for Achievement of Carbon Neutrality

*Yurugi Kanzaki¹ (1. MHI)

Room G

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Safety Division

[1G_PL] Concepts and issues of evaluation of measures against severe accidents

Chair: Akio Yamamoto (Nagoya Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room G

[1G_PL01] Licensing review of equipment for severe accidents

*Naoki Amano¹ (1. NRA)

[1G_PL02] Outline of measures against severe accidents of BWR (Concepts and equipment)

*Kozo Murakami¹ (1. Chugoku Electric Power)

[1G_PL03] Outline of measures against severe accidents of PWR (Concepts and equipment)

*Kouki Matsuda¹ (1. KYUDEN)

[1G_PL04] Discussion

Room H

Planning Lecture | Technical division and Network | Subcommittee of Human-Machine Systems Research [Co-organized by Risk Science and Technology Division]

[1H_PL] Human Reliability Analysis in PRA:Current Status and Issues

Chair: Makoto Takahashi (Tohoku Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room H

[1H_PL01] HRA Issues for PRA Improvement

*Hiroshi Ujita^{1,2} (1. IESE, 2. AdvanceSoft)

[1H_PL02] Human Error Probability Evaluation using IDHEAS-G: Model Development and Issues

*Daisuke Takeda¹ (1. CRIEPI)

[1H_PL03] Development of a Human Reliability Data Collecting Method for HRA

*Naoko Hasegawa¹ (1. CRIEPI)

[1H_PL04] Panel Discussion

Room I

Planning Lecture | Joint Session | Nuclear Fuel Division, Computational Science and Engineering Division

[1I_PL] Application of numerical simulation technology to the development of nuclear fuels

Chair: Isamu Sato (TCU)

1:00 PM - 2:30 PM Room I

[1I_PL01] Status of LWR Fuel Model Development of the Open Source Fuel Performance Code FEMAXI-8

*Yutaka Udagawa¹ (1. JAEA)

[1I_PL02] Development of irradiation behavior simulation for fast reactor MOX fuels

*Takayuki Ozawa¹ (1. JAEA)

[1I_PL03] Current status and future prospect of molecular simulations for structural materials

*Taira Okita¹ (1. Utokyo)

[1I_PL04] Computational science studies on the physical properties of nuclear fuel materials

*Hiroki Nakamura¹ (1. JAEA)

Room J

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Safety Division [Co-organized by Standards Committee]

[1J_PL] Application experiences of water chemistry standards and request for its revision

Chair: Yutaka Watanabe (Tohoku Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room J

[1J_PL01] Exchange of opinions for utilization and revision of water chemistry standards

Hiroataka Kawamura¹, Hiroshi Akamine², Yasutaka Shoda³, Makoto Nagase⁴, Satoshi Hanawa⁵, Ryuji Umehara⁶ (1. CRIEPI, 2. KEPCO, 3. MHI, 4. HitachiGE, 5. JAEA, 6. JANSI)

[1J_PL02] Discussion

Room K

Planning Lecture | Over view Report | Research Committee on Radioactive Waste Management with Partitioning-Transmutation Technology [Co-organized by Division of Nuclear Fuel Cycle and Environment, Reprocessing and Recycle Technology Division]

[1K_PL] Application of partitioning and transmutation technology to waste

management

Chair: Takayuki Sasaki (Kyoto Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room K

-
- [1K_PL01] Overview of activities in research committee on radioactive waste management with partitioning-transmutation technology, and a concept for total performance assessment of nuclear fuel cycle
*Kenji Nishihara¹ (1. JAEA)
- [1K_PL02] An assessment for current LWR cycle
*Masahiko Nakase¹ (1. Tokyo Tech)
- [1K_PL03] An assessment for MOX plu-thermal cycle
*Hitoshi Makino¹ (1. JAEA)
- [1K_PL04] An assessment for fast reactor cycle
*Sou Watanabe¹ (1. JAEA)
- [1K_PL05] Summary o total performance assesment and recommendations
*Yaohiro Inagaki¹ (1. Kyushu Univ.)

Room L

Planning Lecture | Board and Committee | Education Committee

-
- [1L_PL] Toward consturction of cross-organizational education system for nuclear engineering

Chair: Nobuo Ikeda (Kyushu Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room L

-
- [1L_PL01] Global Nuclear Human Resource Development Initiative and "Consortium ANEC"
*Ken Kurosaki¹ (1. Kyoto Univ.)
- [1L_PL02] Activity of on-line curriculum development group
*Hiroshi Nakashima¹ (1. Hokkaido Univ.)
- [1L_PL03] Activity of interenational human resoruce development group
*Toru Obara¹ (1. Tokyo Tech)
- [1L_PL04] Activity of experiment and practice group
*Genichiro Wakabayashi¹ (1. Kindai Univ.)
- [1L_PL05] Activity of industry-academia collaboration group
*Masayoshi Uno¹ (1. Univ. of Fukui)
- [1L_PL06] Comprehensive discussion

Planning Lecture | Joint Session | Reactor Physics Division, Nuclear Data Division, Investigation Committee on Nuclear Data

[1A_PL] Completion of JENDL-5 and Prospects for its application to numerical analysis

Chair: Kenichi Tada (JAEA)

Wed. Mar 16, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room A

[1A_PL01] Overview of JENDL-5

*Osamu Iwamoto¹ (1. JAEA)

[1A_PL02] Evaluation of fission product yields and their covariance data

*Satoshi Chiba¹ (1. Tokyo Tech)

[1A_PL03] Integral test of JENDL-5: Benchmark analysis in thermal reactor system

*Kenichi Yoshioka¹ (1. TOSHIBA ESS)

[1A_PL04] Integral test of JENDL-5: Benchmark analysis in fast reactor system

*Kenji Yokoyama¹ (1. JAEA)

炉物理部会、核データ部会、シグマ調査専門委員会合同セッション

JENDL-5 の完成と数値解析への適用の展望

Completion of JENDL-5 and Prospects for its application to numerical analysis

(1) JENDL-5 の概要

(1) Overview of JENDL-5

*岩本 修¹¹JAEA

1. はじめに

評価済核データライブラリ JENDL の最新版 JENDL-5 を 2021 年 12 月に公開した。JENDL-5 では前バージョン JENDL-4.0 から中性子核反応データを大幅に見直すと共に、新たに多くの核種の追加を行った。また、熱中性子散乱則、核分裂収率、崩壊データについても大幅にデータを改訂し、更に、これまで特殊目的ファイルとして公開してきた高エネルギー核反応、放射化断面積や陽子、重陽子、アルファ粒子の荷電粒子反応、光核反応のデータについても改訂の上、JENDL-5 に統合した。これらの改訂は主として、JENDL 委員会に設置され JENDL 開発検討小委員会の報告書[1]で示された「ユーザの核データニーズにこたえる完備性を有した統合ライブラリへの発展を図る」という方向性に沿ったものである。本発表では、JENDL-5 の全体構成と原子炉ベンチマーク解析に関係する中性子反応データの概要について報告する。

2. JENDL-5 の全体構成

JENDL-5 はデータの種類によって区別したサブライブラリによって構成されている。サブライブラリは JENDL-4.0 の時に導入されたが、JENDL-4.0 は中性子反応のデータが主体となるもので、その他のサブライブラリは中性子反応に付随する必要データの位置づけであった。JENDL-5 ではこれまで特殊目的ファイルとして扱ってきたデータを含めて、それぞれ固有なサブライブラリとして構成した。JENDL-5 のサブライブラリは次の 11 種類で構成されている。

サブライブラリ名	内容	核種数等
中性子反応	H (Z=1) から Fm (Z=100) までの中性子入射反応データ	795 核種
熱中性子散乱則	37 物質 (62 元素) に対する熱中性子散乱則データ	37 物質
核分裂収率	31 核種の中性子核分裂と 10 核種の自発核分裂に対する収率	36 核種
崩壊データ	中性子、H (Z=1) から Og (Z=118)までの核種の崩壊データ	4,071 核種
陽子反応	200 MeV までの陽子入射反応データ	239 核種
重陽子反応	軽核を中心とする核種の 200 MeV までの重陽子入射反応データ	9 核種
アルファ粒子反応	Li から Si までの核種のアルファ粒子入射反応データ	18 核種
光核反応	H-2 (Z=1) から Lr-266 (Z=103)までの核種の光核反応データ	2,684 核種
光子原子	光子と原子の散乱や電子対生成、イオン化等の反応データ	100 元素
電子原子	電子と原子の散乱や励起、イオン化、制動放射等の反応データ	100 元素
原子緩和	イオン化原子からの X 線や電子の放出データ	100 元素

JENDL-5 の中性子のオリジナルデータは 200 MeV までの中性子反応データ、中性子輸送計算に必要なデータ、放射化断面積についてのデータ等が統合されているため、JENDL-4 に比べデータ量が増加している。これに伴う扱いにくさが懸念されるため、利用者の利便性向上の観点から、これまで公開してきた 0 K と 300 K のポイントワイズデータに加え、入射エネルギーが 20 MeV 以下のみのデータ(u20 データ)、放射断面積のみのデータを取り出したファイルについてもダウンロード可能となっている。

3. 中性子反応データの概要

JENDL-4.0からの大きな変更点として、中性子入射エネルギーを200 MeVまで拡張(一部の核種は20 MeV)、放射化量に必要なアイソマー生成などのデータの追加があげられる。これらのデータは特殊目的ファイルとして公開した高エネルギー核データファイル JENDL-4.0/HE や原子炉施設廃止措置用放射化断面積ファイル JENDL/AD-2017 のデータを取り入れると共に、新たな評価やデータの見直しも行った。また、JENDL-5 では医療分野や宇宙分野などの多様な放射線利用に対応するため JENDL-4.0 で不足していた核種を補い、すべての天然に存在する核種のデータを網羅するものとなっている。不安定核についても大幅な核種の追加を行い、収録核種数は JENDL-4.0 の 406 から 2 倍近い 795 核種と大幅に増加した。

熱炉や高速炉の核特性への影響が大きいアクチニド主要核種であるウランやプルトニウム同位体について、共鳴パラメータ、核分裂断面積、核分裂スペクトル、核分裂中性子数の改訂を実施した。JENDL-4.0 の公開後、OECD/NEA の WPEC サブグループの枠組みで ENDF や JEFF、JENDL 等の各プロジェクトの枠を超えた国際的な評価済核データファイル作るパイロットプロジェクト CIELO が組織され、U-235, 238, Pu-239 の評価済ファイルが作成された[2]。これらのファイルは CIELO-1, 2 と 2 種類作成され、それぞれ ENDF/B-VIII.0 や JEFF-3.3 につながっている。JENDL-5 では U-235, 238 の共鳴パラメータについては、微分データとの整合性等を考慮して CIELO-1 (ENDF/B-VIII.0) のデータをベースとした。また、Pu-239 の共鳴パラメータについては、Pu-239 の溶液系燃料で見られた臨界性の過大評価を解決する目的で、同じく WPEC のサブグループとして SG34 が活動し、共鳴パラメータの推奨値が公開された[3]。JENDL-5 でもこの成果を取り入れたものとなっている。高速中性子に対する核分裂断面積は JENDL-3 以降、ウランやプルトニウムの主要核種の断面積比のデータを評価に取り入れ、最小二乗法により評価値を決定する同時評価の手法を用いてきた。JENDL-5 でもこの手法を踏襲しつつ、最新の測定データを取り入れ、更にエネルギー領域を 200 MeV まで拡張して評価を実施した。U-235 の核分裂スペクトルは測定データとの差異が見られ、CIELO でも議論が行われ、測定データと整合する評価が実施された。JENDL-5 でも熱中性子に対する測定データに基づいて、核分裂スペクトルのモデルパラメータを決定することにより、5 MeV 以下の中性子に対する評価値を改訂した。アクチニドの核データは原子炉の臨界性に大きな影響を与えるが、JENDL-5 では熱炉や高速炉に対するベンチマークテストを実施し、共鳴パラメータや断面積、核分裂中性子数などの核データについて評価値を見直した。

このほか、マイナーアクチニドなどの核種について J-PARC/MLF の ANNRI などを用いた最新の測定データを反映させると共に、Fe, Cr, Ni, Cu などの構造材や C, O, F, Na などの軽核、その他、核分裂生成物を含む多くの核種のデータを改訂した。

4. まとめ

JENDL-5 は JENDL-4.0 の中性子データの大幅な改訂を行うとともに、特殊目的ファイルを統合し汎用性を高めた核データライブラリとなっており、ENDF 形式のファイルが JAEA のウェブサイトから自由にダウンロード可能となっている。今後、MVP や PHITS などでも利用可能な応用ライブラリも公開予定である。

参考文献

- [1] JENDL 委員会 JENDL 開発検討小委員会、「JENDL 開発検討小委員会報告 — JENDL 開発の今後の方向性—」、JAEA-Review 2014-046 (2015).
- [2] International Co-operation in Nuclear Data Evaluation, “An Extended Summary of the Collaborative International Evaluated Library Organization (CIELO) Pilot Project”, NEA No. 7498, OECD 2019.
- [3] International Co-operation in Nuclear Data Evaluation Volume 34, “Co-ordinated Evaluation of Plutonium-239 in the Resonance Region”, NEA/NSC/WPECX/DOC(2014)447, OECD 2014.

*Osamu Iwamoto¹

¹JAEA

炉物理部会、核データ部会、シグマ調査専門委員会合同セッション

JENDL-5 の完成と数値解析への適用の展望

Completion of JENDL-5 and Prospects for its application to numerical analysis

(2) 核分裂収率および共分散データの評価

(2) Evaluation of fission product yields and their covariance data

*千葉 敏¹¹東京工業大学

1. 背景

原子力は核分裂により生成される中性子が媒介する連鎖反応の元で発生するエネルギーを利用する技術である。従って核分裂に関連する核データは原子力の最も基本的な情報として広くかつ高い精度が必要とされる。その中でも核分裂収率は使用済み核燃料に含まれる放射性物質の量、高燃焼度炉心における臨界性を決定し、崩壊熱や即発及び遅発中性子収量等に関連する重要な物理量であるが、我が国においては米国 ENDF の核分裂収率ライブラリーをコピーして利用して来た経緯があり、評価の技術的基盤が構築されていない状況にあった。本研究ではわが国で初めての核分裂収率データ及びその共分散データの評価を行った[1]のでその手法と結果、今後の展望について報告する。

2. 核分裂収率の評価

2-1. 手法

独立収率を実験データを基に評価した。EXFOR 及び文献データをサーベイし、独立収率と認識されたものについて中間データベースを作成した。核分裂収率のデータは EXFOR においては独立収率と累積収率が間違えられていたり、収率の比のデータなども存在するが、比のデータについてはデータに複雑な相関をもたらすため採用せず、独立収率が測定されたと報告があるものだけを採用した。各核分裂系の(A,Z)点毎に複数のデータがある場合はその最小二乗平均値とその誤差を求め、小浦等の提案する殻補正エネルギーと対相関エネルギーに基づくボルツマン因子を殻補正係数とする新たな公式を提案して地道にフィッティングを行いパラメータを決定した。アイソマー比は Hauser-Feshbach 模型計算を用いて求めた[2]。最終的には5つの拘束条件を課す一般化最小二乗解析を行い独立核分裂収率及び共分散データを求めた。これらにより JENDL/FPY2011 に存在した同重体内のアイソトープ分布の不自然なバンプ構造は一掃された。累積収率及びその共分散は独立収率基に JENDL/DDP2015 の崩壊データを適用して作成した。

2-2. 独立収率データの妥当性検証

作成された独立収率データを基に総和計算を行い、崩壊熱、遅発中性子収率、PIE、原子炉 β 線及び反ニュートリノスペクトルの計算を行い、その妥当性を検証した。特に遅発中性子収率及び Sm 領域核の PIE 結果が向上した。この過程でこれまで核データの対象とされていなかった原子炉ニュートリノ計算に必要なデータベースを構築し、ニュートリノを用いる保障措置、核セキュリティの新たな手法に加えニュートリノ振動やステライルニュートリノの存在可能性についての検討を行う基盤を確立した。

3. まとめと今後の展望

本研究で得られたパラメータの系統性は、今後実験データの乏しい核種の収率を推定するために利用可能である。また本研究を通して核分裂収率評価の知見の蓄積と人材育成が達成された。今後、機械学習や深層学習などを用いる核分裂収率評価へと発展していくものと期待している。詳細は当日報告する。

参考文献

[1] K.Tsubakihara et al., J.Nucl.Sci.Technol. 58, 151-165(2020)

[2] S.Okumura et al., J.Nucl.Sci.Technol. 55, 1009-1023(2018).

*Satoshi Chiba¹¹Tokyo Institute of Technology.

炉物理部会、核データ部会、シグマ調査専門委員会合同セッション

JENDL-5 の完成と数値解析への適用の展望

Completion of JENDL-5 and Prospects for its application to numerical analysis

(3) 熱中性子炉体系における JENDL-5 の積分ベンチマーク解析

(3) Integral test of JENDL-5: Benchmark analysis in thermal reactor system

*吉岡 研一¹¹ 東芝エネルギーシステムズ

1. はじめに

東芝臨界実験装置 NCA は UO_2 燃料棒を用いた軽水減速型の臨界実験集合体であり、多種類の濃縮度やガドリニア入り燃料棒により種々の炉心を構成することができる特長がある。今回、NCA 実験データを用いて、熱中性子炉体系における”JENDL-5”[1]のベンチマーク解析を行ったので報告する。

2. 実験

対象とした実験は過去に行われた BWR 9×9 燃料集合体を模擬したものであり、パラメータとしてボイド率やガドリニア濃度を変化させた 22 ケースの臨界実験である[2][3]。表 1 に実験ケースを、図 1 に実験体系を示す。数字はウラン濃縮度、W はウォーターロードを示す。ボイド率は燃料棒間に配置された中空アルミ管で調整する。ボイド模擬なし (Cold)、運転時 0%ボイド時の水密度を模擬したケース (Hot0%Void)、運転時 40%ボイド時の水密度を模擬したケース (Hot40%Void 時) の 3 パターンを実施している。ドライバー領域は 2wt% UO_2 燃料棒で構成し、臨界調整のためケースにより大きさを変更し、ボイド模擬はしていない。

表 1 実験ケース

Case ID	Void fraction	Gadolinia condition	Critical water level (mm)
1	Cold	No gadolinia rod	1,137.9
2	Hot 0% Void	No gadolinia rod	907.4
3	Hot 40% Void	No gadolinia rod	1,019.3
4	Cold	With 5wt% gadolinia rod	949.6
5	Hot 0% Void	With 5wt% gadolinia rod	1,071.5
6	Hot 40% Void	With 5wt% gadolinia rod	951.8
7	Hot 0% Void	With 5wt% gadolinia rod	877.5
8	Hot 40% Void	With 5wt% gadolinia rod	968.9
9	Cold	With 10wt% gadolinia rod	966.1
10	Hot 0% Void	With 10wt% gadolinia rod	874.1
11	Hot 40% Void	With 10wt% gadolinia rod	1,182.4
12	Hot 40% Void	With 5wt% gadolinia rod	925.7
13	Cold	With 10wt% gadolinia rod	838.4
14	Hot 0% Void	With 10wt% gadolinia rod	935.9
15	Hot 40% Void	With 10wt% gadolinia rod	1,079.9
16	Cold	With 5, 15wt% gadolinia rod	1,026.1
17	Hot 0% Void	With 5, 15wt% gadolinia rod	1,176.9
18	Hot 40% Void	With 5, 15wt% gadolinia rod	1,060.0
19	Hot 40% Void	With 5, 15wt% gadolinia rod	969.8
20	Cold	With 10wt% gadolinia rod	963.8
21	Hot 0% Void	With 10wt% gadolinia rod	1,055.1
22	Hot 40% Void	With 10wt% gadolinia rod	1,195.8

*Kenichi Yoshioka¹¹Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

3. 解析

解析は”MCNP6.2”[4]を用いた。核データライブラリは JENDL-5 の他、”JENDL-3.3”、”JENDL-4.0”、”ENDF/B-VII.1”、”ENDF-B/VIII.0”、”JEFF-3.3”[5]-[9]を、”FRENDY”[10]により MCNP 用ライブラリに処理されたものを用いた。ヒストリは JENDL-4.0、JENDL-5 は 10000/バッチ×20000、捨てバッチ 1000 (統計誤差～0.01% dk)、その他のライブラリは 10000/バッチ×6000 バッチ、捨てバッチ 100 (統計誤差～0.005%dk) とした。図 2 に実効増倍率(k_{eff})の結果を示す。

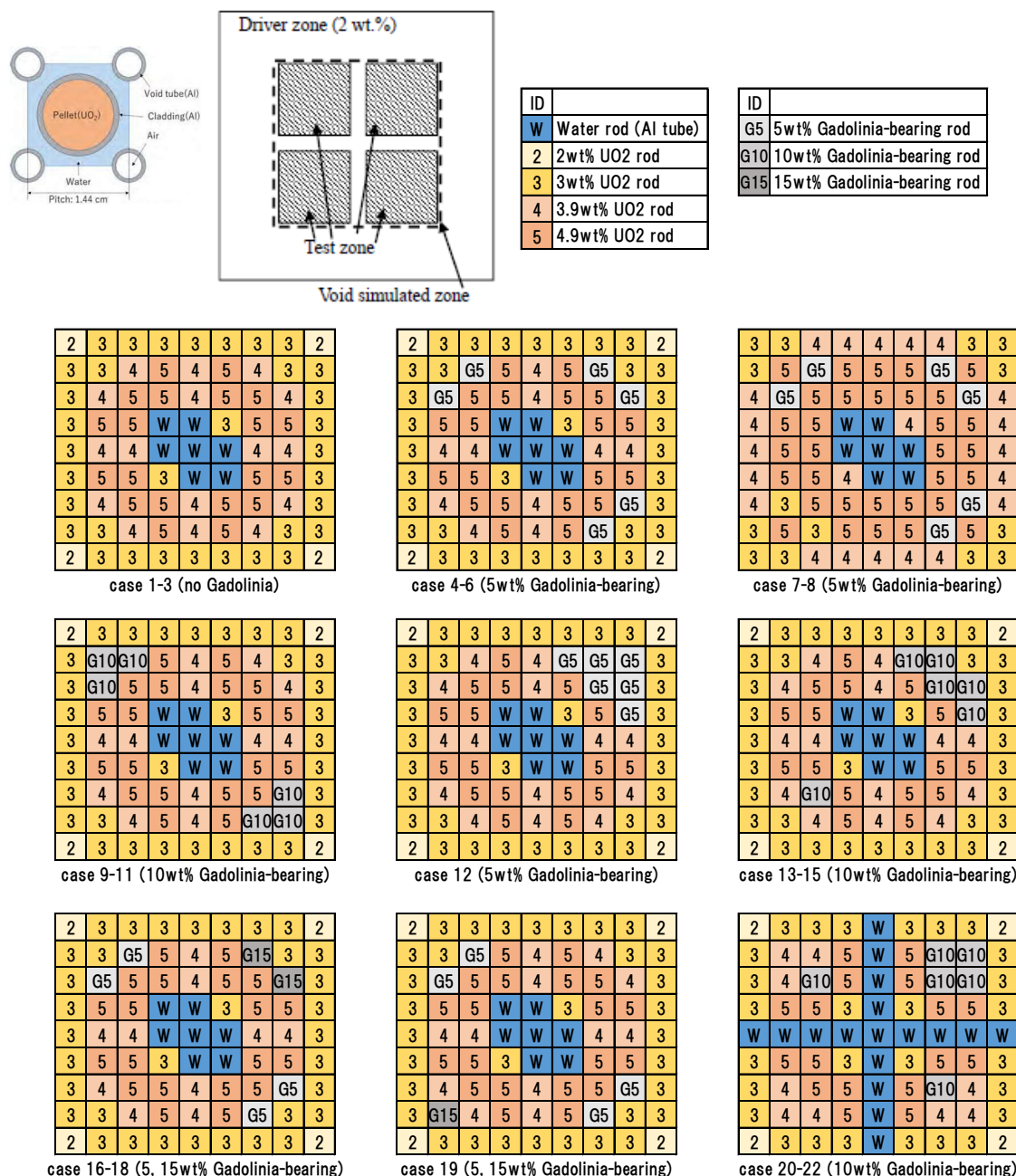


図 1 実験体系

図 2 より JENDL-5 は JENDL-4.0 と比べると 0.2%dk 程度高めの k_{eff} を示すが、ENDF/B-VIII.0 とほぼ同程度である。ケース 1～ケース 3、ケース 4～ケース 6 等の差はボイド模擬によるものである。ボイド依存性は各ライブラリとも同様の傾向である。なお、上述のように、ボイド率変更による臨界調整のため、ドライバー領域の大きさを変更している。ドライバー領域はボイド模擬なし(Cold)であるので、ボイド依存は必ずしも炉心全体のボイドを変更しているわけではない。

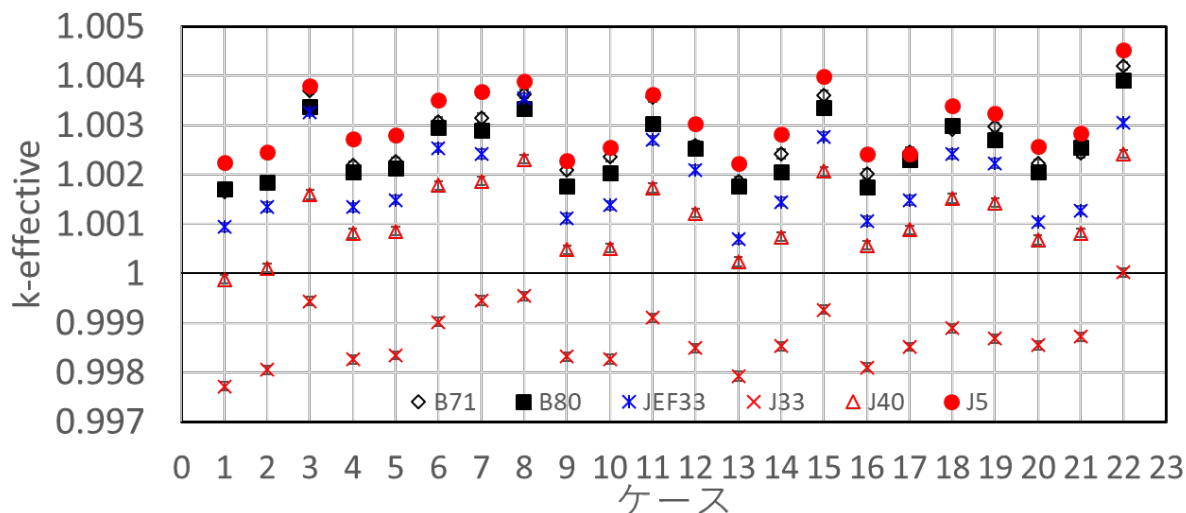
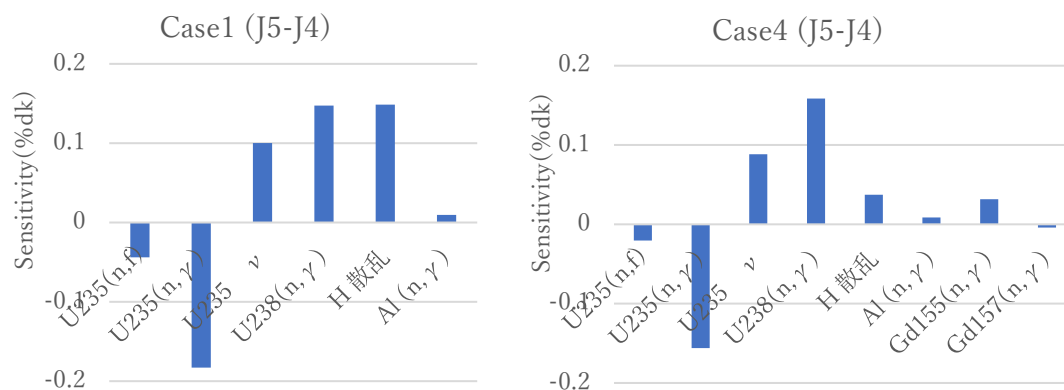
MCNP6.2 の KSEN オプションを用いて感度解析を行った。図 3 は図 1 に示したケース 1 及びケース 4 の

k_{eff} に対する主要核反応の感度に関する JENDL-5 と JENDL-4.0 の差分を示している。 ^{235}U 捕獲、 ^{238}U 捕獲の他にも ^{235}U の ν にも感度があることがわかる。また、Gd は炉心全体の k_{eff} に対しての感度は小さいこともわかる。Gd の感度をみるには、反応度価値測定実験の解析が有効と考えられる。

表 2 $S(\alpha, \beta)$ の影響

ライブラリ	$S(\alpha, \beta)$	k_{eff}	
		ケース 1(Cold)	ケース 3(40%V)
JENDL-5	JENDL-5	1.00225±0.00005	1.00379±0.00005
JENDL-5	JENDL-4.0	0.99838±0.00009	1.00042±0.00009
JENDL-4.0	JENDL-4.0	0.99988±0.00009	1.00160±0.00009

表 2 は $S(\alpha, \beta)$ の影響を調べた結果である。 $S(\alpha, \beta)$ を JENDL-5 から JENDL-4.0 に変えると、同じ JENDL-5 でも、0.4%dk 程度変化があり、大きな影響があることがわかる。

図 2 実効増倍率(k_{eff})の解析結果図 3 主要な核反応の k_{eff} に対する感度の JENDL-5 と JENDL-4.0 の差分

4. まとめ

JENDL-5 は JENDL-4.0 と比べると 0.2%dk 程度高めの k_{eff} を示すが、ENDF/B-VIII.0 とほぼ同程度である。JENDL-5 と JENDL-4.0 の k_{eff} の差には ν や ^{238}U の捕獲が影響している。また、 $S(\alpha, \beta)$ も JENDL-5 と JENDL-4.0 の差に影響している。今後、出力分布の実験解析も進めていく予定である。

参考文献

- [1] 岩本修, JENDL-5 の概要, 2021 年度核データ研究会, <https://conference-indico.kek.jp/event/136/>
- [2] Kenichi YOSHIOKA, Takuya UMANO, Mitsuaki YAMAOKA, Yoshiji KARINO, Juan J. Casal, Mohamed Ouisloumen, "CRITICAL EXPERIMENTS FOR BWR FUEL ASSEMBLIES WITH CLUSTER OF GADOLINIA RODS", Proceedings of PHYSOR 2014, Kyoto, Japan, 2014

- [3] Satoshi Wada, Kenichi Yoshioka, Tsukasa Sugita, "Benchmark study of nuclear processed systems with NCA data", Proceedings of the Reactor Physics Asia 2019 (RPHA19), Osaka, Japan, 2019
- [4] C.J. Werner, et al., "MCNP6.2 Release Notes", Los Alamos National Laboratory, report LA-UR-18-20808 (2018).
- [5] K. Shibata, et al., "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3," J. Nucl. Sci. Technol. 39, 1125 (2002).
- [6] K. Shibata, et al., JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering, *J. Nucl. Sci. Technol.* 48(2011), pp. 1-30.
- [7] Chadwick M. B., et al., "ENDF/B-VII.1 nuclear data for science and technology: Cross section, covariances, fission yields and decay data," Nuclear Data Sheets, 112(12), pp.2887-2996(2011)
- [8] D.A. Brown, M.B. Chadwick, R. Capote, et al., "ENDF/B-VIII.0: The 8th Major Release of the Nuclear Reaction Data Library with CIELO-project Cross Sections, New Standards and Thermal Scattering Data", Nuclear Data Sheets, 148: pp. 1-142 (2018).
- [9] A. Plompen, Announcing JEFF-3.3 Release, JEF/DOC (2017), p. 1864
- [10] K. Tada, et al., "Development and verification of a new nuclear data processing system FRENDRY," J. Nucl. Sci. Technol., 54, pp.806-817 (2017)

本論文に掲載の商品の名称は、それぞれ各社が商標として使用している場合があります。

炉物理部会、核データ部会、シグマ調査専門委員会合同セッション

JENDL-5 の完成と数値解析への適用の展望

Completion of JENDL-5 and prospects for its application to numerical analysis

(4) 高速炉体系における JENDL-5 の積分ベンチマーク解析

(4) Integral test of JENDL-5: Benchmark analysis in fast reactor system

*横山 賢治¹, 谷中 裕¹¹原子力機構

1. はじめに

日本の評価済核データライブラリ JENDL の最新版となる JENDL-5 が 2021 年 12 月に公開された[1]。一方で原子力機構では高速炉用統合炉定数の作成等を目的として高速炉の積分実験データベース（以下、高速炉核設計基本データベース）の整備を進めている[2]。JENDL-5 の高速炉体系への適用性を確認するため、この高速炉核設計基本データベースに含まれる積分実験データを対象としたベンチマーク解析を行った。なお、JENDL-5 の開発では開発途中のバージョン（α版、β版）が多数作成され[3]、これらのα版、β版に対して段階的にベンチマーク解析を進めてきた。高速炉体系のベンチマーク解析の結果については、JENDL-5 のβ版（JENDL-5β3u1）の結果を既に報告している[3]が、その後、JENDL-5 の公開に向けて Np-237、Pu-238、Pu-242、Am-241、Am-243 に対する評価の改訂等が行われたので、本報では改めて公開版の JENDL-5 に対するベンチマーク解析を実施した結果を示す。

2. 積分実験データベースと解析手法

高速炉核設計基本データベースには多くの積分実験データが含まれており、個別に数えると 600 核特性以上のデータが含まれている。核データライブラリのベンチマーク解析では、解析モデルに起因する不確かさを排除するため、すべて連続エネルギーモンテカルロ法で解析するのが望ましい。しかしながら、高速炉核設計基本データベースには、基本的には決定論的手法で評価した結果が登録されている。一部の積分実験データはモンテカルロ法でも評価されているが、膨大な計算時間が必要となる核特性も多い。このため、JENDL-5 のベンチマーク解析では、高速炉核特性基本データベースの中から、代表的な 11 核特性を選定し、主にこの代表 11 核特性についてベンチマーク解析を行った。また、どのような核種・反応の核データの改訂がベンチマーク結果に影響を与えているのか詳細に分析するために感度解析の手法を採用し、連続エネルギーモンテカルロコード MVP[4]と JENDL-4.0[5]による解析結果を基準として、一般化摂動論により計算されたエネルギー群数 70 群の感度係数を使った感度解析により JENDL-5 の C/E 値を評価した。た

表 1 高速炉体系積分ベンチマークの代表 11 核特性

実験名	炉心燃料	核特性	備考
ZPPR-9_keff	MOX (Pu+U)	臨界性	----
ZPPR-9_NaVoid_Step3		Naボイド反応度	Step3: 中性子漏洩少
ZPPR-9_NaVoid_Step5			Step5: 中性子漏洩多
ZPPR-10A_CRWorth_Center		制御棒価値	Center: 炉中心
ZPPR-10A_CRWorth_2ndRing			2ndRing: 第2リング
BFS-62-3A_keff	濃縮ウラン (+ MOX リング 領域)	臨界性	----
BFS-62-3A_NaVoid_LEZ		Naボイド反応度	LEZ: 低濃縮U領域
BFS-62-3A_NaVoid_L+M			L+M: 低+中濃縮U領域
BFS-62-3A_NaVoid_L+M+P+H			L+M+P+H: 低濃縮U+中濃縮+MOX+高濃縮U領域
JOYO_MK-I_keff	MOX (Pu+濃縮U)	臨界性	ブランケット付炉心
JOYO_MK-II_keff			反射体付炉心

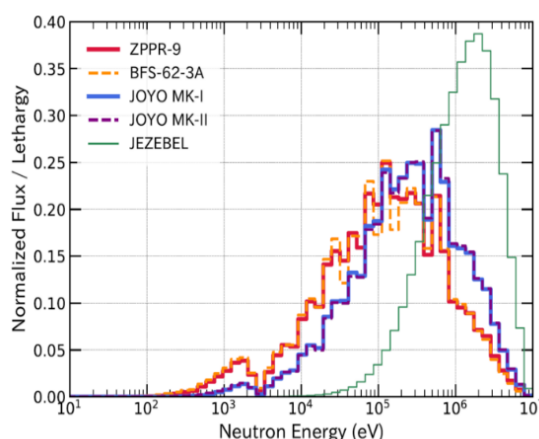


図 1 中性子スペクトルの比較

*Kenji Yokoyama¹ and Hiroshi Taninaka¹¹Japan Atomic Energy Agency

だし、代表 11 核特性については MVP による直接計算を行い、感度解析による結果と十分な精度で一致することを確認している。

表 1 に選定した代表 11 核特性の実験名（略語）と概要を示す。代表的な核特性としては、臨界性、Na ボイド反応度、制御棒価値を、炉心燃料としては、MOX 炉心（ZPPR-9、10A）と濃縮ウラン炉心（BFS-62-3A）を選定した。また、反射体付炉心への影響を確認するため、ブランケット付炉心（JOYO MK-I）と反射体付炉心（JOYO MK-II）も選定した。なお、本稿で用いるその他の核特性の略語については末尾に付録表として添付した。図 1 に選定した炉心の中性子スペクトルを示す。なお、ZPPR-10A の中性子スペクトルは ZPPR-9 とほとんど同じであるので省略した。高速炉核設計基本データベースに含まれる炉心の中で ZPPR-9 や BFS-62-3A は大型炉心、JOYO MK-I、MK-II は小型炉心の代表にもなっており、高速炉核設計基本データベースに含まれる核特性が測定された体系の中性子スペクトルはほぼこの範囲に収まる。なお、図には比較のため、超小型炉心 JEZEBEL の中性子スペクトルも示した。核データライブラリのベンチマーク解析では JEZEBEL 等の超小型炉心の結果が利用されることが多いが、実際の高速炉体系の中性子スペクトルは超小型炉心に比べるとかなり軟らかいことが分かる。

3. 結果

3-1. 代表核特性に対する積分ベンチマーク結果

図 2 に代表核特性の臨界性に対する積分ベンチマーク結果として解析値と実験値の比（C/E 値）を示す。なお、図中の誤差棒は実験不確かさを表す。この図から、臨界性については MOX 炉心、濃縮ウラン炉心、ブランケット付炉心、反射体付炉心のいずれに対しても、実験不確かさを考慮すると C/E 値はそれほど大きく変わっておらず、JENDL-5 は JENDL-4.0 と同程度の性能と考えられる。しかしながら、感度解析により核種・反応毎の寄与を分析すると、複数の核種・反応間の相殺の結果であることが分かった。

図 3 に ZPPR-9（MOX 炉心）の臨界性の C/E 値に対する JENDL-4.0 から JENDL-5 への改訂の寄与を核種・反応毎に示した図を示す。この図から、Pu-239 核分裂断面積の改訂の影響は約 -0.25% と大きいことが分かる。その他、U-238 核分裂、Pu-239 捕獲、O-16 弾性散乱断面積等の改訂による寄与も大きく、これらの改訂効果が相殺された結果、合計で約 -0.25% の改訂効果となっていることが分かる。このように、JENDL-5 では核データは大幅に改訂されており、C/E 値はそれほど変化しない場合でも核種・反応毎の改訂の寄与が相殺されていることがあることに留意が必要である。同様に、図 4 に BFS-62-3A（濃縮ウラン炉心）の臨界性に対する感度解析結果を示す。この図から U-235 核分裂、捕獲断面積、核分裂スペクトル等の改訂効果が相殺した結果、全体で +0.13% の改訂効果となったことが分かる。特に U-235 核分裂断面積の改訂効果は +0.5% 以上と大きいことが分かる。一方、ブラン

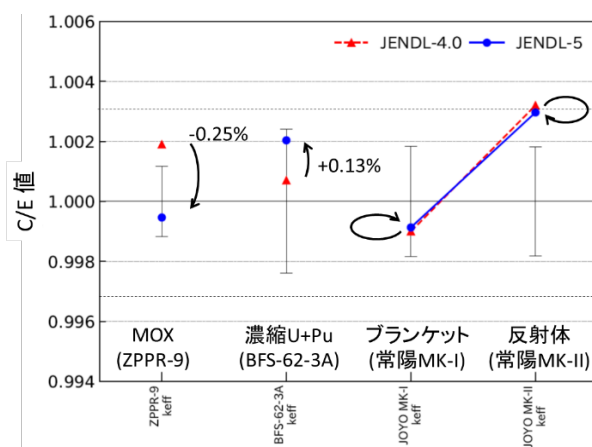


図 2 代表核特性の C/E 値（臨界性）

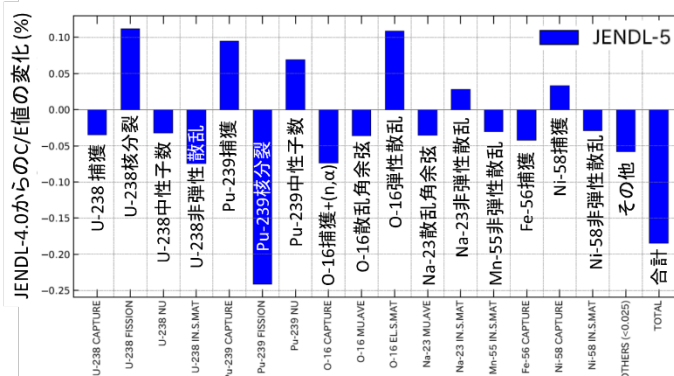


図 3 ZPPR-9 臨界性 C/E 値への核種・反応毎の寄与

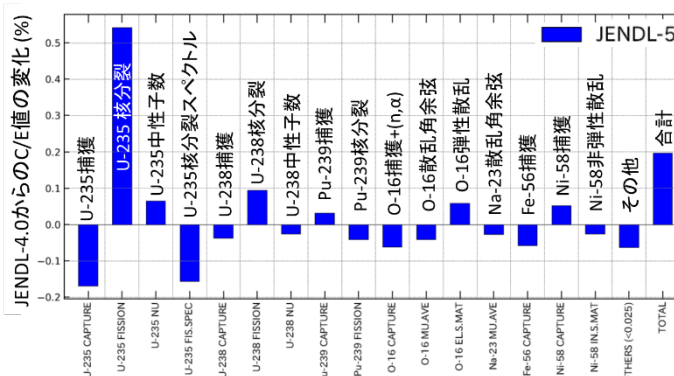


図 4 BFS-62-3A 臨界性 C/E 値への核種・反応毎の寄与

ケット付炉心と反射体付炉心（JOYO MK-I、MK-II）の核種・反応毎の寄与の図は示していないが、感度解析の結果から U-235 核分裂断面積、Pu-239 捕獲断面積、Na-23 平均散乱角余弦等の改訂効果が相殺した結果、C/E 値に大きな変化が見られなかったということが分かった。

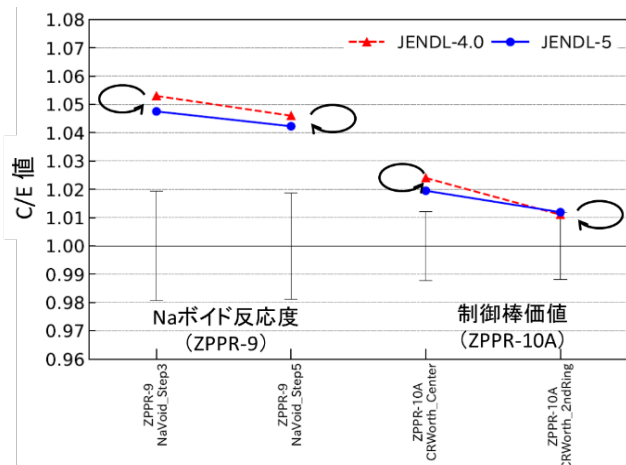


図5 代表核特性の C/E 値
(MOX 炉心の Na ボイド反応度と制御棒価値)

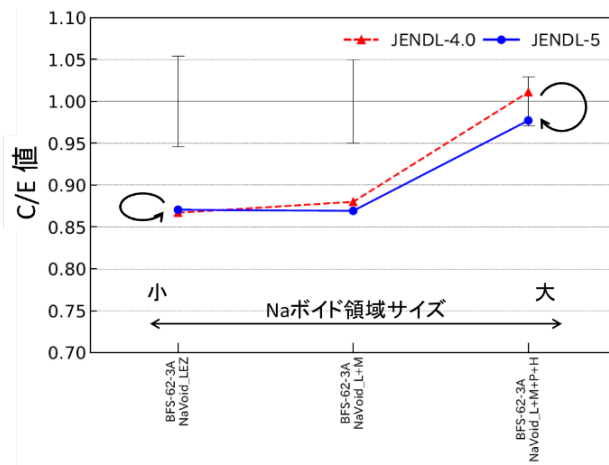


図6 代表核特性の C/E 値
(濃縮ウラン炉心の Na ボイド反応度)

図5に MOX 炉心の Na ボイド反応度と制御棒価値の C/E 値を示す。この図から JENDL-5 の C/E 値は、JENDL-4 とほぼ同じ値であることが分かる。感度解析の結果から、Na ボイド反応度については、主に Pu-239 捕獲断面積、U-238 非弾性散乱断面積の改訂の効果が相殺した結果であること、制御棒価値については核種・反応毎の改訂の効果自体が小さいことが分かった。図6には、濃縮ウラン炉心（BFS-62-3A）の Na ボイド反応度の C/E 値を示す。この核特性についても JENDL-5 の C/E 値は JENDL-4 とほぼ同じ値であるが、感度解析の結果から、U-235 核分裂断面積と捕獲断面積の改訂効果が相殺した結果であることが分かった。

3-2. その他の積分ベンチマーク結果

次に、高速炉核設計基本データベースに含まれる代表 11 核特性以外の積分実験データに対して、特に JENDL-5 の改訂効果が大きく見られた核特性のベンチマーク結果について説明する。

図7に Pu-239 に対する Pu 同位体の核分裂率比に対する C/E 値を示す。この図から分かるように、JENDL-4.0 では二つの独立した実験体系（BFS、FCA）で取得された Pu-242 の核分裂率比に対して過大評価傾向を示していたが、JENDL-5 ではこの過大評価傾向が改善された。感度解析の結果からこの改善は Pu-242 の核分裂断面積の改訂の効果であることが分かった。同様に、図8に Pu-239 に対する Am、Cm 同位体の核分裂率比の C/E 値を示す。Cm-244 の核分裂率比についても、Pu-242 核分裂率比と同様に、JENDL-4 では二つの独立した実験体系の結果が過大評価傾向を示していたが、JENDL-5 ではこの過大評価傾向が改善された。感度解析の結果からこの改善は Cm-244 の核分裂断面積の改訂の効果であることが分かった。なお、これらの改善効果は JENDL-5β3u1 でも確認されていたが、以上のように、公開版の JENDL-5 でもこの改善効果が維持されていることを確認できた。一方で、Pu-238 の核分裂率比については改訂による影響がわずかに

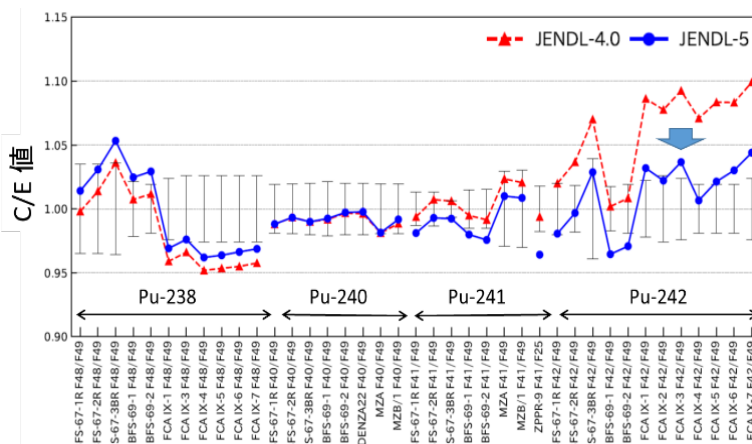


図7 Pu の核分裂率比の C/E 値

みられた。JENDL-5β3u1 から JENDL-5 での Pu-238 の改訂により、Pu-238 の核分裂率比 C/E 値が全体的に約 1%大きくなったが、実験不確かさを考慮するとこの影響は小さいと考えられる。

一方で、高速炉核設計基本データベースには、マイナーアクチノイド (MA) の捕獲断面積に対して大きな感度を持つ MA 照射サンプルの燃焼後原子数密度比に関する積分実験データも含まれている。図 9 に Cm の燃焼後原子数密度比に着目した C/E 値の結果を示す。この図から、Cm-246/Cm-245 燃焼後原子数密度比の C/E 値と Cm-247/Cm-246 燃焼後原子数密度比の C/E 値が改善していることが分かる。Cm-246 は Cm-245 の中性子捕獲反応、Cm-247 は Cm-246 の中性子捕獲反応により生成されるので、これらの燃焼後原子数密度比は、分子の核種の捕獲断面積に大きな感度を持つ。感度解析の結果からも、それぞれ、Cm-245 捕獲断面積、Cm-246 捕獲断面積の改訂の効果であることが分かった。

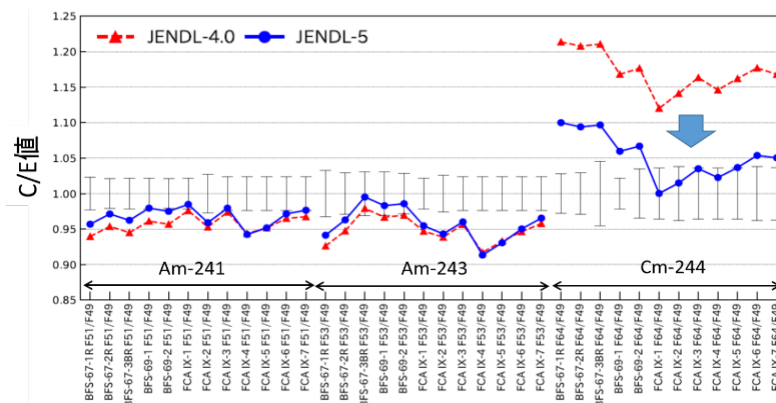


図 8 Am、Cm の核分裂率比の C/E 値

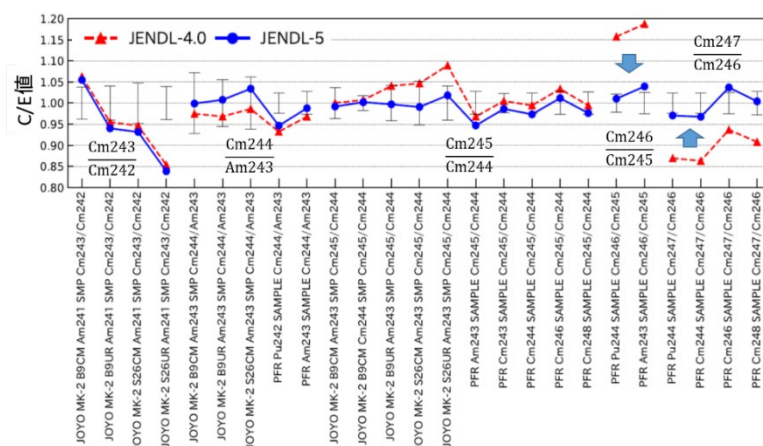


図 9 MA 照射サンプルの燃焼後原子数密度比の C/E 値

4. おわりに

高速炉体系における JENDL-5 の積分ベンチマーク解析の結果を示した。高速炉の標準的な体系における主要な核特性に対して、JENDL-5 の C/E 値は JENDL-4.0 とほぼ同じ値となり、JENDL-4.0 と同程度の性能を維持していることを確認した。また、MA に関連する一部の核特性においては、JENDL-4.0 に比べて C/E 値が大幅に改善されていることを確認した。感度解析の結果から、これらの改善効果は、Pu-242、Cm-244 の核分裂断面積の改訂、Cm-245、Cm-246 の捕獲断面積の改訂の効果であることが分かった。これらの核データの精度が向上しているものと期待される。一方で、主要な核特性に関する C/E 値は JENDL-4.0 とほぼ同じ値となっているものの、感度解析の結果から核種・反応毎の改訂の寄与が大きく相殺しているケースが多いことが分かった。核種・反応毎にみた場合、Pu-239、U-235 の核分裂断面積や捕獲断面積、U-238 の核分裂断面積や非弾性散乱断面積等の高速炉への適用で重要となる核データの改訂の効果は大きく無視できないと考えられる。このため、積分ベンチマークの感度解析結果のより詳細な分析や高速炉設計解析への適用性評価等を行い、今後も JENDL-5 の高速炉体系への適用性の評価を継続していく必要があると考えられる。

謝辞

本ベンチマーク解析は JENDL-5 開発チーム及び JENDL-5 ベンチマークチームの協力の下で実施したものです。また、本ベンチマークに必要な解析作業に関して、(株)NESI の神智之氏に多大なご協力をいただきました。ここに記して感謝の意を表します。

参考文献

- [1] JENDL-5, https://www.ndc.jaea.go.jp/jendl/j5/j5_J.html (accessed on 2022-01-28)
- [2] 横山賢治, 杉野和輝, 石川 眞, 丸山修平, 長家康展, 沼田一幸, 神 智之, 「高速炉用統合炉定数 ADJ2017 の作成」, JAEA-Research 2018-011 (2019).
- [3] Y. Nagaya, K. Yokoyama, K. Tada and C. Konno, “Integral Tests of Preliminary JENDL-5 for Critical and Shielding Experiments,” Proc. of the 2021 Symposium on Nuclear Data, November 18-19, 2021, held online (2020) [to be published].
- [4] Y. Nagaya, K. Okumura, T. Sakurai, and T. Mori, “MVP/GMVP Version 3: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations Based on Continuous Energy and Multigroup Methods” JAEA-Data/Code 2016-018 (2017).
- [5] K. Shibata, O. Iwamoto, T. Nakagawa, N. Iwamoto, A. Ichihara, S. Kunieda, S. Chiba, K. Furutaka, N. Otuka, T. Ohsawa, T. Murata, H. Matsunobu, A. Zukeran, S. Kamada, and J. Katakura, “JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering,” J. Nucl. Sci. Technol. 48(1), 1-30 (2011).

付録表 核特性の略語一覧（文献[2]の表 H-1、H-2 からの抜粋）

核特性	炉心	略称	意味
反応率比	(共通)	F49	Pu-239核分裂
		F25	U-235核分裂
		F28	U-238核分裂
		C28	U-238捕獲
		F37	Np-237核分裂
		C37	Np-237捕獲
		F48	Pu-238核分裂
		F40	Pu-240核分裂
		F41	Pu-241核分裂
		F42	Pu-242核分裂
		F51	Am-241核分裂
		F53	Am-243核分裂
		F64	Cm-244核分裂
MAサンプル 照射試験	「常陽」MK-II	(例) Np237 SMP、Np237 SAMPLE	Np-237を主成分としたMAサンプルの照射試験
		(例) Pu238/Np237	Pu-238/Np-237の原子数比を解析対象
		B7	B7特殊燃料集合体
		B9	B9特殊燃料集合体
		S26	SMIR-26構造材料照射用反射体
		CM	(軸方向) 炉心中心面
		UR	炉上部反射体

Planning Lecture | Board and Committee | Fukushima Support Project

[1B_PL] For the recovery and regeneration of Fukushima

Activities of Fukushima Support Project

Chair: Reiko Fujita (Fukushima support PJ)

Wed. Mar 16, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room B

[1B_PL01] Rice cultivation experiment in Fukushima

*Michitaka Sasoh¹ (1. TOSHIBA ESS)

[1B_PL02] Support activities for school education

*Shoko Yashio¹ (1. Obayashi)

[1B_PL03] National reconstruction assistance and regional revitalization

*Reiko Nunome¹ (1. RWMC)

[1B_PL04] Open Discussion

福島特別プロジェクトセッション

福島復興・再生に向けて ―福島特別プロジェクトの活動―

For the recovery and regeneration of Fukushima

-Activities of Fukushima Support Project-

*三倉通孝¹、*八塩晶子²、*布目礼子³¹東芝エネルギーシステムズ、²大林組、³原子力環境整備促進・資金管理センター

1. はじめに

福島特別プロジェクトは、東電福島事故による原子力災害の修復にあたり、現地の視点に立って本会の総力を結集して臨むために2012年6月に設立され、福島の住民の方々が少しでも早く復帰できるよう、住民の方々と国や環境省との間のインターフェースの役割を果たすべく、住民の立場に立ち、必要な情報を原子力の専門家集団として正確でかつわかりやすく発信してきた。

具体的には、毎年福島県などで住民の方々にも参加していただき、環境省、市町村、医療関係者などを招いて放射線影響、除染、汚染土壌や廃棄物の管理方策、農産物への風評などについてのシンポジウムの開催や地域住民の方々と直接的な対話活動などを行ってきた。また、これまで延べ1,000名を超えている福島市内の環境再生プラザ（旧除染情報プラザ）や市町村への専門家派遣、南相馬市の水田で放射性セシウムの稲への移行試験も継続して行っている。昨年度からは、帰還困難区域が残る浜通りの再生・復興への協力、福島県における学校教育への協力・支援や国が進めている復興支援による地域活性化について実施状況を整理し地元の状況を把握に努めているところである。

昨年から新たに取り組みを始めた活動を中心に、その活動状況について報告し、「福島特別プロジェクト」として正確で最新の事実・知識の普及および理解の促進を図るための活動のあり方、今後について、広く会員と意見交換を行いたいと考えている。

2. 福島における稲作試験

原子力学会福島特別プロジェクトではクリーンアップ分科会のメンバーが中心になって、2012年度から福島県南相馬市の水田において水稻栽培時の玄米への放射性セシウムの移行挙動評価を実施してきた。当初、本PJが行った農地除染の技術カタログ作成の中で、水耕田の例が少なく知見不足の懸念があった。これに対応し、2012年から2年間、現地の水田で水稻栽培時のゼオライト散布、カリウム施肥による玄米への放射性セシウム移行挙動の抑制効果について確認を行った。また、2014年以降も現地の水田で栽培された玄米や藁、もみ殻などの稲体などへの放射性セシウムや追肥として用いられているカリウムの移行について評価した。その結果、いずれの条件においても、玄米、精米ともに食品基準値(100Bq/kg)を大きく下回り、精米はほぼ検出下限値以下であることが確認された。また、玄米への移行係数は0.01以下と非常に小さく、土壌から玄米への放射性セシウムの海外での設定値(0.1)よりも小さな値を示していた。また、カリウムの方がセシウムよりも玄米への移行しやすい結果となっており、天然に存在するK-40の方が放射性セシウム濃度よりも高い傾向があることが明らかとなった。

3. 学校教育への協力・支援活動

福島特別プロジェクトが原子力の専門家として福島の方々に貢献できる方法の一つとして、これから福島の未来を背負っていく学生たちに、福島第一原子力発電所の廃炉や周辺環境修復等の情報や知識、経験を提供することで学習を支援する活動を開始した。本セッションでは、本年度に実施した福島工業高等専門学校機械システム工学科の集中講義（放射線基礎、廃炉ロボット概論、廃炉工学）で扱うe-learning教材の作成支援等について報告する。

4. 国の復興支援による地域活性化

政府は、原子力災害からの福島復興・再生に向け、関係省庁がさまざまな取り組みを行っており、特に浜通りでは、帰還困難区域を除きほとんどの地域で避難指示が解除され、住民の帰還への生活環境の整備は整ってきているとしている。さらには、帰還困難区域においても、特定復興再生拠点の整備を開始し、避難指示解除に向けた取り組みが進展しているとしている。一方、復興庁が実施している原子力被災自治体（双葉町、大熊町、富岡町、浪江町、川俣町）における住民意向調査による帰還意向では、半数以上の住民の方々が「戻らない」と回答している。当プロジェクトでは、国が進める施策が住民の生活に寄り添ったものとなっているのかを聞き、住民の方々の声を届けることとして、住民の方々と国との間のインターフェースの役割を果たしたいと考えている。本セッションでは、復興庁を中心とした国の施策の紹介とそれに対する住民の方々へのアンケート調査結果を報告する。

5. まとめ

福島特別プロジェクトでは、これまで原子力の専門家として、住民の立場に立ち、住民が必要とする情報を発信することを中心に活動を行ってきた。東電福島事故から10年を迎え、住民の生活に直結した課題のみならず、周辺地域や、教育など幅広い視点に立った活動を展開していきたいと考えており、本セッションで紹介する活動やさらに行っていくべき活動について会員各位のご意見を賜りたいと考えている。

以上

*Michitaka Saso¹, *Shoko Yashio², *Reiko Nunome³

¹Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, ²Obayashi, ³RWMC

福島特別プロジェクトセッション

福島復興・再生に向けて ―福島特別プロジェクトの活動―

For the recovery and regeneration of Fukushima

-Activities of Fukushima Support Project-

*三倉通孝¹、*八塩晶子²、*布目礼子³¹東芝エネルギーシステムズ、²大林組、³原子力環境整備促進・資金管理センター

1. はじめに

福島特別プロジェクトは、東電福島事故による原子力災害の修復にあたり、現地の視点に立って本会の総力を結集して臨むために2012年6月に設立され、福島の住民の方々が少しでも早く復帰できるよう、住民の方々と国や環境省との間のインターフェースの役割を果たすべく、住民の立場に立ち、必要な情報を原子力の専門家集団として正確でかつわかりやすく発信してきた。

具体的には、毎年福島県などで住民の方々にも参加していただき、環境省、市町村、医療関係者などを招いて放射線影響、除染、汚染土壌や廃棄物の管理方策、農産物への風評などについてのシンポジウムの開催や地域住民の方々と直接的な対話活動などを行ってきた。また、これまで延べ1,000名を超えている福島市内の環境再生プラザ（旧除染情報プラザ）や市町村への専門家派遣、南相馬市の水田で放射性セシウムの稲への移行試験も継続して行っている。昨年度からは、帰還困難区域が残る浜通りの再生・復興への協力、福島県における学校教育への協力・支援や国が進めている復興支援による地域活性化について実施状況を整理し地元の状況を把握に努めているところである。

昨年から新たに取り組みを始めた活動を中心に、その活動状況について報告し、「福島特別プロジェクト」として正確で最新の事実・知識の普及および理解の促進を図るための活動のあり方、今後について、広く会員と意見交換を行いたいと考えている。

2. 福島における稲作試験

原子力学会福島特別プロジェクトではクリーンアップ分科会のメンバーが中心になって、2012年度から福島県南相馬市の水田において水稻栽培時の玄米への放射性セシウムの移行挙動評価を実施してきた。当初、本PJが行った農地除染の技術カタログ作成の中で、水耕田の例が少なく知見不足の懸念があった。これに対応し、2012年から2年間、現地の水田で水稻栽培時のゼオライト散布、カリウム施肥による玄米への放射性セシウム移行挙動の抑制効果について確認を行った。また、2014年以降も現地の水田で栽培された玄米や藁、もみ殻などの稲体などへの放射性セシウムや追肥として用いられているカリウムの移行について評価した。その結果、いずれの条件においても、玄米、精米ともに食品基準値(100Bq/kg)を大きく下回り、精米はほぼ検出下限値以下であることが確認された。また、玄米への移行係数は0.01以下と非常に小さく、土壌から玄米への放射性セシウムの海外での設定値(0.1)よりも小さな値を示していた。また、カリウムの方がセシウムよりも玄米への移行しやすい結果となっており、天然に存在するK-40の方が放射性セシウム濃度よりも高い傾向があることが明らかとなった。

3. 学校教育への協力・支援活動

福島特別プロジェクトが原子力の専門家として福島の方々に貢献できる方法の一つとして、これから福島の未来を背負っていく学生たちに、福島第一原子力発電所の廃炉や周辺環境修復等の情報や知識、経験を提供することで学習を支援する活動を開始した。本セッションでは、本年度に実施した福島工業高等専門学校機械システム工学科の集中講義（放射線基礎、廃炉ロボット概論、廃炉工学）で扱うe-learning教材の作成支援等について報告する。

4. 国の復興支援による地域活性化

政府は、原子力災害からの福島復興・再生に向け、関係省庁がさまざまな取り組みを行っており、特に浜通りでは、帰還困難区域を除きほとんどの地域で避難指示が解除され、住民の帰還への生活環境の整備は整ってきているとしている。さらには、帰還困難区域においても、特定復興再生拠点の整備を開始し、避難指示解除に向けた取り組みが進展しているとしている。一方、復興庁が実施している原子力被災自治体（双葉町、大熊町、富岡町、浪江町、川俣町）における住民意向調査による帰還意向では、半数以上の住民の方々が「戻らない」と回答している。当プロジェクトでは、国が進める施策が住民の生活に寄り添ったものとなっているのかを聞き、住民の方々の声を届けることとして、住民の方々と国との間のインターフェースの役割を果たしたいと考えている。本セッションでは、復興庁を中心とした国の施策の紹介とそれに対する住民の方々へのアンケート調査結果を報告する。

5. まとめ

福島特別プロジェクトでは、これまで原子力の専門家として、住民の立場に立ち、住民が必要とする情報を発信することを中心に活動を行ってきた。東電福島事故から10年を迎え、住民の生活に直結した課題のみならず、周辺地域や、教育など幅広い視点に立った活動を展開していきたいと考えており、本セッションで紹介する活動やさらに行っていくべき活動について会員各位のご意見を賜りたいと考えている。

以上

*Michitaka Saso¹, *Shoko Yashio², *Reiko Nunome³

¹Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, ²Obayashi, ³RWMC

福島特別プロジェクトセッション

福島復興・再生に向けて ―福島特別プロジェクトの活動―

For the recovery and regeneration of Fukushima

-Activities of Fukushima Support Project-

*三倉通孝¹、*八塩晶子²、*布目礼子³¹東芝エネルギーシステムズ、²大林組、³原子力環境整備促進・資金管理センター

1. はじめに

福島特別プロジェクトは、東電福島事故による原子力災害の修復にあたり、現地の視点に立って本会の総力を結集して臨むために2012年6月に設立され、福島の住民の方々が少しでも早く復帰できるよう、住民の方々と国や環境省との間のインターフェースの役割を果たすべく、住民の立場に立ち、必要な情報を原子力の専門家集団として正確でかつわかりやすく発信してきた。

具体的には、毎年福島県などで住民の方々にも参加していただき、環境省、市町村、医療関係者などを招いて放射線影響、除染、汚染土壌や廃棄物の管理方策、農産物への風評などについてのシンポジウムの開催や地域住民の方々と直接的な対話活動などを行ってきた。また、これまで延べ1,000名を超えている福島市内の環境再生プラザ（旧除染情報プラザ）や市町村への専門家派遣、南相馬市の水田で放射性セシウムの稲への移行試験も継続して行っている。昨年度からは、帰還困難区域が残る浜通りの再生・復興への協力、福島県における学校教育への協力・支援や国が進めている復興支援による地域活性化について実施状況を整理し地元の状況を把握に努めているところである。

昨年から新たに取り組みを始めた活動を中心に、その活動状況について報告し、「福島特別プロジェクト」として正確で最新の事実・知識の普及および理解の促進を図るための活動のあり方、今後について、広く会員と意見交換を行いたいと考えている。

2. 福島における稲作試験

原子力学会福島特別プロジェクトではクリーンアップ分科会のメンバーが中心になって、2012年度から福島県南相馬市の水田において水稻栽培時の玄米への放射性セシウムの移行挙動評価を実施してきた。当初、本PJが行った農地除染の技術カタログ作成の中で、水耕田の例が少なく知見不足の懸念があった。これに対応し、2012年から2年間、現地の水田で水稻栽培時のゼオライト散布、カリウム施肥による玄米への放射性セシウム移行挙動の抑制効果について確認を行った。また、2014年以降も現地の水田で栽培された玄米や藁、もみ殻などの稲体などへの放射性セシウムや追肥として用いられているカリウムの移行について評価した。その結果、いずれの条件においても、玄米、精米ともに食品基準値(100Bq/kg)を大きく下回り、精米はほぼ検出下限値以下であることが確認された。また、玄米への移行係数は0.01以下と非常に小さく、土壌から玄米への放射性セシウムの海外での設定値(0.1)よりも小さな値を示していた。また、カリウムの方がセシウムよりも玄米への移行しやすい結果となっており、天然に存在するK-40の方が放射性セシウム濃度よりも高い傾向があることが明らかとなった。

3. 学校教育への協力・支援活動

福島特別プロジェクトが原子力の専門家として福島の方々に貢献できる方法の一つとして、これから福島の未来を背負っていく学生たちに、福島第一原子力発電所の廃炉や周辺環境修復等の情報や知識、経験を提供することで学習を支援する活動を開始した。本セッションでは、本年度に実施した福島工業高等専門学校機械システム工学科の集中講義（放射線基礎、廃炉ロボット概論、廃炉工学）で扱うe-learning教材の作成支援等について報告する。

4. 国の復興支援による地域活性化

政府は、原子力災害からの福島復興・再生に向け、関係省庁がさまざまな取り組みを行っており、特に浜通りでは、帰還困難区域を除きほとんどの地域で避難指示が解除され、住民の帰還への生活環境の整備は整ってきているとしている。さらには、帰還困難区域においても、特定復興再生拠点の整備を開始し、避難指示解除に向けた取り組みが進展しているとしている。一方、復興庁が実施している原子力被災自治体（双葉町、大熊町、富岡町、浪江町、川俣町）における住民意向調査による帰還意向では、半数以上の住民の方々が「戻らない」と回答している。当プロジェクトでは、国が進める施策が住民の生活に寄り添ったものとなっているのかを聞き、住民の方々の声を届けることとして、住民の方々と国との間のインターフェースの役割を果たしたいと考えている。本セッションでは、復興庁を中心とした国の施策の紹介とそれに対する住民の方々へのアンケート調査結果を報告する。

5. まとめ

福島特別プロジェクトでは、これまで原子力の専門家として、住民の立場に立ち、住民が必要とする情報を発信することを中心に活動を行ってきた。東電福島事故から10年を迎え、住民の生活に直結した課題のみならず、周辺地域や、教育など幅広い視点に立った活動を展開していきたいと考えており、本セッションで紹介する活動やさらに行っていくべき活動について会員各位のご意見を賜りたいと考えている。

以上

*Michitaka Saso¹, *Shoko Yashio², *Reiko Nunome³

¹Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, ²Obayashi, ³RWMC

(Wed. Mar 16, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room B)

[1B_PL04] Open Discussion

福島特別プロジェクトは、2012年6月に設立され、福島の住民が少しでも早く帰還できるよう、住民と国や県との間のインターフェースの役割を果たすべく、原子力の専門家集団としての正確でわかりやすい情報発信などに努めてきました。昨年度からは、新たな活動として浜通りの再生・復興への協力、福島県における学校教育への協力・支援、国が進めている復興支援による地域活性化について実施状況の把握などを行っており、住民の生活に直結した課題のみならず、周辺地域や、幅広い視点に立った活動を展開していきたいと考えています。本セッションでは、福島における稲作試験、福島高専への協力やアンケート調査結果を報告し、今後の活動のあり方など、意見交換を行いたいと考えています。

Planning Lecture | Technical division and Network | Advanced Reactor Division

[1C_PL] International collaboration of Generation-IV nuclear energy systems and R&D status in Japan

Chair: Takaya Ito (MFBR)

Wed. Mar 16, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room C

[1C_PL01] Latest activities in Generation-IV international forum (GIF)

*Hideki Kamide¹ (1. JAEA)

[1C_PL02] R&D and international collaboration for sodium-cooled fast reactors in Japan

*Shigeki Kobayashi¹ (1. MFBR)

[1C_PL03] R&D for high-temperature gas-cooled reactors and restart of HTTR

*Tetsuo Nishihara¹ (1. JAEA)

新型炉部会セッション

第4世代原子力システムの国際協力と我が国の研究開発の状況

International collaboration of Generation-IV nuclear energy systems and R&D status in Japan

(1) 第4世代原子力システム国際フォーラム(GIF)における最新の取り組み状況

(1) Latest activities in Generation-IV international forum (GIF)

*上出 英樹¹¹ 日本原子力研究開発機構

1. はじめに

GIFはGeneration-IV International Forumの略で、日米仏露など世界の13か国と1機関(EU)が加盟し、第4世代原子炉の開発を目的に参加国が協力する国際協力機関である。第4世代炉は現行の軽水炉が第3世代炉、AP1000など安全性強化を図った軽水炉が第3.5世代などと呼ばれる中、原子力の持続的利用や発電に限らず水素製造など多様な原子力利用を可能とする次世代の原子炉システムを指している。

GIFは2000年に発足し、第4世代炉の開発目標とこれを満たし得る6炉型(ナトリウム冷却高速炉、超高温ガス炉など)を選び、その開発ロードマップを策定した。参加各国が合意した開発目標を表1に示す。開発目標は安全性の向上に加え、ウラン資源の有効利用や放射性廃棄物の低減など原子力システムの持続的利用が重要な特徴となっており、各炉システム毎に参加国が集まり、開発協力を進めている。また、炉システムを横断した安全性や経済性などの課題に対しWorking Group (WG)やTask Force (TF)を組織してその解決を図っている。GIFは固定された組織ではなく、2018年には新しくオーストラリアが参加している。開発ロードマップも2002年の策定後、2013年に改定されて今に至っている。2021年の3月には歴代のGIF議長が登壇して第4世代炉の今後とGIFの活動について意見を交わした20周年記念Webinar[1]を開催した。

表1 GIF Goals

■ Sustainability ● Long term fuel supply ● Minimize waste and long term stewardship burden ■ Safety & Reliability ● Very low likelihood and degree of core damage ● Eliminate need for offsite emergency response ■ Economics ● Life cycle cost advantage over other energy sources ● Financial risk comparable to other energy projects ■ Proliferation Resistance & Physical Protection ● Unattractive materials diversion pathway ● Enhanced physical protection against terrorism

2. 第4世代炉

GIFが推進する第4世代炉の6炉型と参加国を表2に示す。高速の中性子を利用するナトリウム冷却高速炉(SFR)、鉛冷却高速炉(LFR)、ガス冷却高速炉(GFR)、高温を活かし多様な熱利用を可能とする超高温ガス炉(VHTR)、さらに超臨界水冷却炉(SCWR)、熔融塩炉(MSR)の6炉型を対象に開発協力を行っている。

*KAMIDE, Hideki¹¹Japan Atomic Energy Agency (JAEA).

高速炉は高速中性子を利用することで、ウラン資源の有効利用や長半減期放射性廃棄物の減容などの特徴を有している。2013年には6炉型の開発ロードマップを改定している。GIFでは実証段階前までの研究開発協力を国際協力の対象としている。

表2 Six Reactor Systems and Member Countries

												
SFR			●	●	●	●	●			●	●	●
VHTR	●	●	●	●	●	●			●	●	●	●
LFR			●		●	●	●			●		●
SCWR		●	●		●		●					●
GFR				●	●							●
MSR	●	●		●			●		●	●		●

3. GIF の活動

GIFの各炉システムでは、開発上の共通の課題に対する各国のアプローチや成果を情報共有するとともに評価手法のベンチマークなどが行われている。例えばSFRでは、新型燃料開発協力の成果としてSFR Fuel Handbookを執筆し、公開する準備を進めている。炉型横断のWG活動の例として、Risk and Safety WGでは、各炉システムの安全性上の特徴を整理したSystem Safety AssessmentをGIFのWebpageで公開している。さらにSFRでは安全設計の強化とその世界標準を目指した安全設計基準（要件）とそのガイド類をIAEAの軽水炉用基準であるSSR-2/1と関連する安全ドキュメント類を参考に策定し、各国の規制機関、IAEAやOECD/NEAのWGSAR（新型炉安全性WG）にコメントを依頼しコメント反映版[2]をWebpageで公開している。この活動はLFR、VHTRを始め他の炉システムにも拡大しているところである。（表3参照）

表3 GIFにおける第4世代炉の安全設計要件、指針の策定状況

	White Paper on ISAM Implement.	System Safety Assessment	Safety Design Criteria/Guidelines*
SFR	Completed	Completed https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9366/risk-safety	SDC-Completed 1 st SDG-Completed 2 nd SDG-under review
VHTR	Completed	Completed	GIF is observing IAEA-CRP for SDC
LFR	Completed	Completed	SDC-under preparation SDC Report submitted to IAEA for review in 2021
SCWR	Completed	Completed	Not needed
GFR	Completed	Completed	SDC-under preparation
MSR	Under preparation	Under preparation	Under planning

このような第4世代炉の開発を分かり易く伝え、若い世代を始めとして開発への貢献・協力を得る上で、Education and Training WGでは、第4世代炉の研究開発についてWebinarを月に1回のペースで開催しており、そのWeb streamingはデジタル書庫として広く利用できるようYouTubeでも公開している。利便性を高める意味で、様々な話題を系統的に整理するとともに各Webinar講演の短い紹介文をつけたガイド[3]を英語／

日本語で Presentation File とともに公開している。YouTube では英語の自動字幕起こし機能も利用可能であり、大学での講義等に活用頂ければ幸いである。

もうひとつ GIF の重要な活動として各国の政府、政策立案レベルに向けて第 4 世代炉開発の重要性に関する情報発信を行っている。一つの例が Clean Energy Ministerial (CEM) 会合の下に設けられ、日米加が主導する NICE Future Initiative (Nuclear Innovation for Clean Energy)への参加である。GIF は CEM10 会合 (2019 年、バンクーバー) で行われた Breakthrough Event に参加して第 4 世代炉の果たす役割について講演するとともに、2020 年 9 月に発行された NICE Future の技術報告書「Flexible Nuclear Energy for Clean Energy Systems」[4] に第 4 世代炉がその高い運転温度を活かし太陽光や風力など再生可能エネルギーと協調して電力の安定性・信頼性に脱炭素で貢献する高い柔軟性をもつことを解説している。2021 年の 6 月には「Pathways to net zero using nuclear innovation」[5]として発行された Booklet にも IAEA や IEA, OECD/NEA と共に寄稿している。

4. 新しい取り組み

今、世界の原子力開発を見たとき SMR (小型炉) が重要なトレンドとなっている。SMR は NuScale 社の VOYGR や GE-Hitachi 社の BWRX-300 など軽水炉タイプが先行しているが、高温ガス炉、ナトリウム冷却高速炉、熔融塩炉など様々な炉型の開発が米加英を中心に各国で進んでいる。これに対応して IAEA でも気候変動に対する SMR の役割や安全規制の在り方について議論が進められている。GIF では、これまでも小型炉を開発対象に含めて協力が行われて来ているが、特に開発メーカとの協力を意識しつつ再生可能エネルギーとの協調や SMR の実用化に向けて重要なテーマとして蓄熱や水素製造を含む非電力利用 (Non Electric Application of Nuclear Heat, NEaNH)と安全性や建設、運転・保守コストの点で重要な革新製造技術と新材料 (Advanced Manufacturing and Material Engineering, AMME) について、新しく TF を構成するとともに民間企業を入れたオープンな Workshop、Forum の開催を始めている。2020 年 2 月にはパリで GIF を介した研究開発協力の促進とともに AMME をテーマとした Workshop[6]を開催し、原子力メーカ、電力、規制機関、研究機関からの参加を得て粉末冶金や表面コーティングなど新しい製造技術とその安全規制、検証データの共有など様々な側面での協力のための議論を行った。2021 年の 6 月には IAEA との間で Interface Meeting を行い前述の NEaNH 並びに人工知能を含む AMME を新しい協力分野として取り上げることで合意した。[8]

5. まとめ

GIF は、発足から 22 年目に入りその活動の幅を国対国の研究機関を中心とした国際協力、IAEA を含む規制機関との連携から、World Nuclear Association (WNA)や原子力メーカなど民間との緩やかな協力に広げつつある。そのような中で広く GIF の活動を知ってもらうことは重要であり GIF20 周年を契機に Website や Logo などを刷新した。2021 年には GIF の日本語サイト[7]を立ち上げ、国内での浸透を図っている。前述の Webinar についても各講演の日本語紹介ページの充実、刊行物についての日本語訳版の公開など気軽に情報にアクセスできるよう工夫している。世界の第 4 世代炉開発動向を知る上でも参考にして頂けると考えますので、ぜひお立ち寄りください。

参考文献

- [1] https://gif.jaea.go.jp/event/2021_20th_Anniversary/index.html
- [2] <https://gif.jaea.go.jp/methodology/sdctf/index.html>
- [3] <https://gif.jaea.go.jp/webinar/index.html>
- [4] https://gif.jaea.go.jp/event/2020_NICE_Future_Flexibility_Report/index.html
- [5] <https://www.nice-future.org/assets/pdfs/nicefuture-pathways-june2021.pdf>
- [6] https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_82829/workshops
- [7] <https://gif.jaea.go.jp/>
- [8] <https://www.iaea.org/newscenter/news/iaea-and-gif-to-cooperate-on-integrated-energy-systems-nuclear-heat-applications-and-advanced-manufacturing>

新型炉部会セッション

第4世代原子力システムの国際協力と我が国の研究開発の状況

International collaboration of Generation-IV nuclear energy systems and R&D status in Japan

(2) 我が国におけるナトリウム冷却高速炉の研究開発及び国際協力

(2) R&D and international collaboration for sodium-cooled fast reactors in Japan

*小林 茂樹¹¹三菱FBRシステムズ株式会社

1. 概要

我が国は、資源の有効利用、高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減等の観点から、使用済燃料を再処理し、回収されるプルトニウム等を有効利用する核燃料サイクルの推進を基本的方針としており、高速中性子によるプルトニウムの核分裂反応を利用する高速炉を開発している。東日本大震災の後、高速炉の開発環境は大きく変化し、2016年12月、高速増殖原型炉“もんじゅ”の廃止措置移行が決定されたが、昨今の状況変化によっても、ウラン資源の有効利用や廃棄物の減容化・有害度低減を可能とする高速炉開発の意義は何ら変わるものではない。そして、脱炭素やクリーンエネルギーにも貢献している原子力を、自給可能なエネルギーとして持続的に利用するためにも、高速炉サイクルの推進は不可欠である。

国は2018年12月、「戦略ロードマップ」にて21世紀半ば頃の高速度炉の運転開始への期待を表明しており、三菱FBRシステムズは、日本原子力研究開発機構及び我が国の高速炉開発における中核企業である三菱重工業と共に、「戦略ロードマップ」を達成して環境負荷の低減と化石燃料に頼らない未来を実現するため、高速炉開発に取り組んでいる。

これまで日本では、実験炉“常陽”、原型炉“もんじゅ”とループ型炉を開発してきたが、海外ではタンク型炉が主流となっている。ループ型炉は中間熱交換器と1次系ポンプを配管で原子炉容器と接続する概念、タンク型炉は両機器を原子炉容器内に設置する概念であり、両炉型の差は1次系機器の接続方法のみであるため、必要となる技術に大きな差は生じない。

そこで、戦略ロードマップに従い、国際協力による効率的な開発を目指し、ループ型炉に加え、日仏国際協力を活用したタンク型炉の開発も進めている。

タンク型炉は、ループ型炉と比較して原子炉容器径が大きくなるため、国内の地震条件では耐震性上厳しいと考えられていたが、耐震性を向上させた構造、免震システム等の採用により、成立性を見通せるタンク型炉について、現在、そのプラント概念検討を実施中である。また、これに並行し高速炉の実用化に向けて、炉心耐震評価手法、スロッシング評価手法、3次元免震システム、受動的炉停止システム、高温中性子計装、ナトリウム中目視検査装置、座屈評価手法、高温構造材料特性の取得等に係る研究開発も、鋭意進めている。

今後も、国の方針に従い、国際協力も活用しながら、日本原子力研究開発機構及び三菱重工業と共に、我が国に適合する高速炉開発を進め、環境負荷の低減と化石燃料に頼らないエネルギー供給の実現に貢献していく所存である。

なお、上記には、経済産業省からの受託事業である“高速炉に係る共通基盤のための技術開発”の一環として実施した成果の一部を含んでいる。

*Shigeki Kobayashi¹¹Mitsubishi FBR Systems, Inc.

新型炉部会セッション

第4世代原子力システムの国際協力と我が国の研究開発の状況

International collaboration of Generation-IV nuclear energy systems and R&D status in Japan

(3) 高温ガス炉の研究開発と HTTR 運転再開への取り組み

(3) R&D for high-temperature gas-cooled reactors and restart of HTTR

*西原 哲夫¹¹ 日本原子力研究開発機構

1. 高温ガス炉の概要

高温ガス炉は黒鉛減速、ヘリウム冷却の熱中性子炉で、炉心を黒鉛構造物で構成することで 950℃の高温の熱を取り出せることから、発電のみならず多様な熱利用が可能である。また、耐熱性に優れた被覆燃料粒子を使用し、炉心の出力密度を最適化することにより、冷却材が喪失し、さらに制御棒による緊急停止操作を行わなくても、フィードバック効果のみで出力が低下し、崩壊熱を受動的に除去できる設計が可能であることから、優れた固有の安全性を有する原子炉として、世界的な注目が高まっている。

2. 開発の歴史

日本における高温ガス炉の開発は 1969 年から開始された。1985 年から当時の日本原子力研究所に高温工学試験研究炉 (HTTR) を建設するための設計、許認可対応が開始された。HTTR は 1991 年に初臨界、2004 年には 950℃運転を達成するとともに、様々な異常状態を模擬した試験を行い、高温ガス炉の安全性を確認してきた。これと並行して、高温ガス炉の実用化に向けて、冷却材であるヘリウムガスを作動流体としたガスタービン発電システムおよび発電と熱利用を同時に行うコジェネレーションシステムの設計、水を熱化学的に分解して水素を製造する IS プロセスの開発などを進めており、これらを通して 2050 年カーボンニュートラルの実現に貢献することを目指している。

3. HTTR の新規制基準対応

HTTR は 2014 年に新規制基準の適合性確認を受けるための設置変更許可を申請し、2020 年 6 月に許可を取得した。地震、津波に対する追加安全対策はなく、竜巻、火災への軽微な対応が要求された。また、設計基準事故 (DBA) を超える事故に対しては、DBA に停止機能、冷却機能、閉じ込め機能のいずれかを重ね合わせるでも燃料破損に進展しないという高温ガス炉の固有の安全性が認められ、軽微な資機材を整備することで対応できた。必要な対策工事を実施したのち、2021 年 7 月に HTTR は運転再開し、9 月に定期事業者検査に合格した。

4. 安全性実証試験

東日本大震災直前の 2010 年に、原子炉出力 30%で冷却材の循環を強制的に停止し、さらに制御棒の挿入操作も行わない炉心流量喪失試験を実施し、冷却機能と停止機能の両者が喪失してもフィードバック効果により原子炉出力が自然に低下し、安定な状態に維持されることを実証した。

HTTR の運転再開に伴い、2022 年 1 月には原子炉出力 30%において炉心流量喪失試験の条件に加え、間接的に崩壊熱を除去する炉容器冷却設備の運転も停止し、ブラックアウトを模擬した炉心冷却喪失試験を、3 月には出力 100%において炉心流量喪失試験を実施する。

5. HTTR-熱利用試験

グリーン成長戦略に基づき、HTTR を用いたカーボンフリー水素製造に必要な技術を開発するため、2022 年から HTTR-熱利用試験に向けた設計・評価を開始する。本プロジェクトでは原子炉に熱利用設備を接続するための安全設計、安全評価技術を確認し、許認可を取得するとともに、接続に必要な機器及びシステム設計技術を確認する。そして、2030 年までに水素製造を実施する計画である。

*Tetsuo Nishihara¹¹ Japan Atomic Energy Agency

Planning Lecture | Over view Report | Kobe University

[1D_PL] Progress and Challenge of Solid State Nuclear Track Detectors

Chair: Akira Taniike (Kobe Univ.)

Wed. Mar 16, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room D

[1D_PL01] Latent track structure and formation processes in polymeric etched track detectors

*Tomoya Yamauchi¹ (1. Kobe Univ.)

[1D_PL02] Latest nuclear emulsion technology and cosmic ray imaging

*Kunihiro Morishima¹ (1. Nagoya Univ.)

[1D_PL03] Fluorescent nuclear track detection technology and its application

*Satoshi Kodaira¹ (1. QST)

固体飛跡検出器研究の進展と展望

Progress and Challenge of Solid State Nuclear Track Detectors

(1) 高分子系飛跡検出器中イオントラックの構造と形成機構

(1) Latent track structure and formation processes in polymeric etched track detectors

*山内知也¹¹神戸大学大学院海事科学研究科

1. はじめに

ここに言う高分子系飛跡検出器とは、プロトンや重イオンの潜在飛跡（イオントラック）を化学エッチング処理によって拡大し、それに沿って生まれるエッチピットの形状やサイズからそれらのイオン種やエネルギーを決定する受動型線量計の一種であり、エッチング型飛跡検出器ともよばれる。フッ化リチウム中の核分裂片トラックを電子顕微鏡像としてとらえた観察例が固体飛跡検出器研究の端緒とされているが、実用的には種々の高分子材料が利用されてきた。化学エッチングと組み合わせた高分子系飛跡検出器の歴史は1960年代の米国アポロ計画に関係していた。帰還した宇宙飛行士のポリカーボネート（PC）製のヘルメットに、Fe や Zn のイオントラックが見つかった。宇宙線の重イオン成分が汎用のプラスチックで計測できることが実証されたのである。PC よりも検出閾値がやや高いポリエチレンテレフタレート（PET）も宇宙放射線計測に盛んに活用された時期があった。1970 年代終わりには CR-39 の商品名で知られるポリアリルジグリコールカーボネート（PADC）が、数 MeV のプロトンを検出する高感度飛跡検出器であることが見出された。これにより中性子線の計測が可能となり、現代的な意味での固体飛跡検出器が確立された。最近では、ブラッグピーク近傍の低エネルギーのミューオンを PADC で検出されたことが報告され、一定の注目が集まっている。一般にエッチピットの観察は光学顕微鏡を用いて行われているが、化学処理を必要とすることも含めて一世代前の古典的とも言える検出器である。一方で、その信頼性は高く、宇宙線と同様に、ガンマ線や電子線を含む複雑な混成場でのイオン計測が課題となる高強度レーザー駆動イオン加速実験においては、PADC のみならず、PET や PC についてもそれらの独特の検出閾値を利用した重イオンの識別能力を活用し、他に代え難い検出器として活用されている。

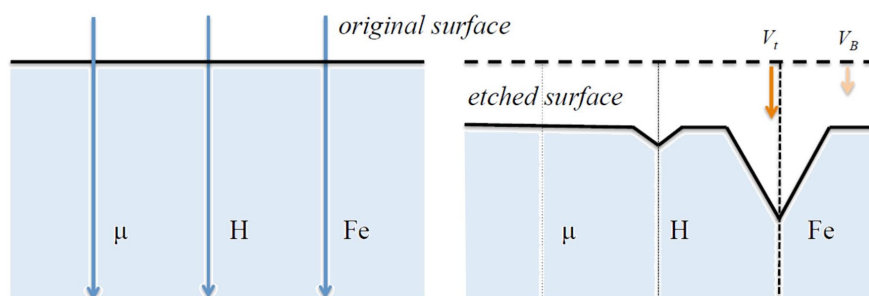


図1 荷電粒子の通り道である潜在飛跡（イオントラック）とエッチピットの模式図。イオントラックに沿ったトラックエッチング速度 V_t が、他の領域のバルクエッチング速度 V_b よりも大きいとエッチピットが形成される（垂直入射の場合）。そのサイズはイオン種（及びそのエネルギー）とエッチング条件に依存する。

イオントラックとエッチピットの模式図を図1に示す。高エネルギーの荷電粒子が通過した痕跡としてイオントラックは生まれるが、これは局所的な放射線損傷の集合体であると見るができる。エッチピットが形成されるには一定の条件が必要であることが知られており、検出器毎に、あるいは、イオン種毎にそれは異なっている。図1はPADCを念頭に描かれており、プロトンでは小さなエッチピットが、Feイオンでは大きなエッチピットが生まれる様子が示されている。

エッチング型飛跡検出器の感度 S は、バルクエッチング速度 V_b に対するトラックエッチング速度 V_t

の比であるエッチ率比 V ($= V_f/V_b$) から 1 を引いたものとして定義されている ($S = V - 1$)。PADC はその発見から 40 年以上にわたって最高感度の高分子系飛跡検出器であり続けている。PADC が高い感度を有しているその分子構造上の理由を理解し、より優れた検出器開発のための基礎的知見を得ることを目的とし、PC や PET との比較も含めて、PADC 中に形成されるイオントラックの構造評価に取り組んだ [1, 2]。

2. イオントラックの構造分析

2-1. 薄膜試料と赤外線分光分析

PADC の繰り返し構造を図 2 に示す。中央にエーテルがあり、左右の対称位置に 2 つのメチレン基を介してカーボネートエステルが存在する。この直鎖部分の放射線感受性はかなり高い。図の両端に製造時の重合反応の結果として生まれる三叉路があり、そこにはメチン基がある。これら以外の水素はメチレン基として存在している。ポリエチレン状のこの三叉路を含む領域は PADC の 3 次元構造の骨格をなしており、比較的放射線耐性がある。市販されている PADC 試料は最も薄いものでも 100 μm の厚さを持つ。定量的な赤外線分析を行うために化学エッチングにより数 μm 厚の試料を作成した。定量分析のためにはランベルト・ベール則を活用した。ヒドロキシル基の定量のために、そのモル吸光係数を独自に求めた。

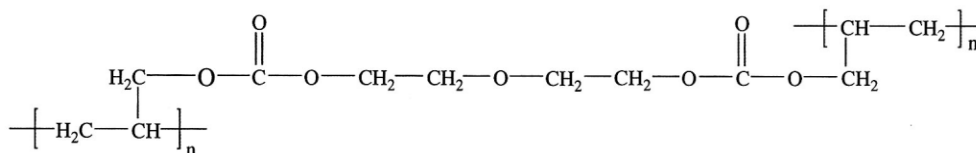


図 2 PADC の繰り返し構造。

2-2. 化学的損傷パラメータ

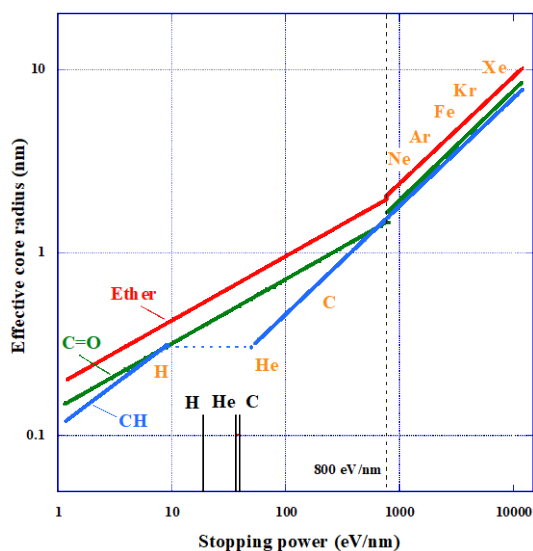


図 3 実効的トラックコア半径[1, 2]。

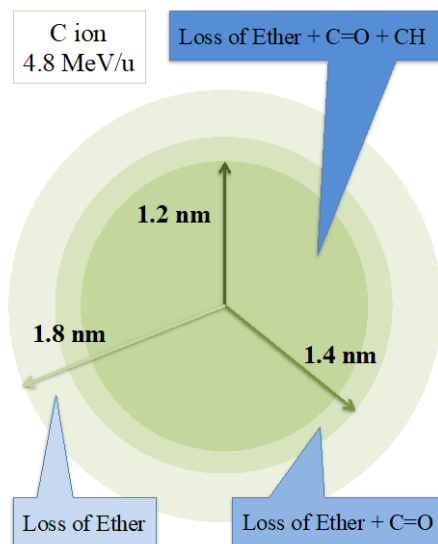


図 4 トラック層構造[1]。

定性的分析については赤外線吸収スペクトルに現れるピークの帰属を明らかにし、照射によるその増減を議論した。定量分析のためには、照射前後のピーク高さの比である相対吸光度をフルエンスの関数として実験的に評価し、各官能基のトラック 1 本あたりの除去断面積を決定した。そして、実験的に決定した除去断面積に基づいて、次のような一連の化学的損傷パラメータを求めた：トラック単位長さ当たりの官能基の減少数を表す損傷密度、その損傷の径方向の広がりを示す実効的トラックコア半径、そして、放射線化学収率 (G 値) である。

エーテルとカーボネートエステルを構成するカルボニル (C=O)、メチレン基とメチン基の総和である

CH について、それらの実効的トラックコア半径を求めた結果を阻止能の関数として図 3 に示す。分析したすべての照射条件において、エーテルが最も大きなコア半径を持ち、カーボネートエステルの同半径がそれに次いでいる。800 eV/nm を境にして阻止能依存性に有意な変化があるが、これは径方向の損傷が 2 つ以上の繰り返し構造を確実に超えて広がる条件に対応している。CH については 10 から 60 eV/nm の範囲でコア半径がほぼ一定になっているが、放射線化学収率についての議論を通じて、この領域の左側では損傷が一つの繰り返し構造内に収まっているのに対して、右側では 2 つ以上の繰り返し構造に広がっていることが示された。図中の縦棒はエッチングテストで求めた H と He、C の検出閾値を表しており、損傷の径方向の広がりかひとつの繰り返し構造に収まっている場合には、エッチピットが生まれないことになる。

2-3. イオントラックの層構造

図 3 に示したように、イオン種とエネルギーが同一であっても、官能基毎の実効的トラックコア半径は互いに異なる。4.8 MeV/u の C イオンが PADC 中につくるイオントラックの損傷構造を図 4 に示す。これはイオントラックをその軸方向から眺めた平均的な像を模式的に表している。エーテルのコア半径が分析したすべての照射条件で最大値を持つことが明らかになり、メチレン基とメチン基の総和を意味する CH のコア半径は最も小さな値を持つことが示された。また最近になって、イオントラックの重なりが無視できる場合には、Xe イオンであってもメチン基の密度低下は軽微であることが明らかになっている。これは高分子鎖の三叉路が損傷を受け難いことを示唆するものである。PADC の検出感度の高さは、放射線感受性の高い部分が分解され易いことに加えて、放射線耐性のある部分が全体的な 3 次元立体構造を保持し、結果として再結合を抑制しているのではないかと考えている。

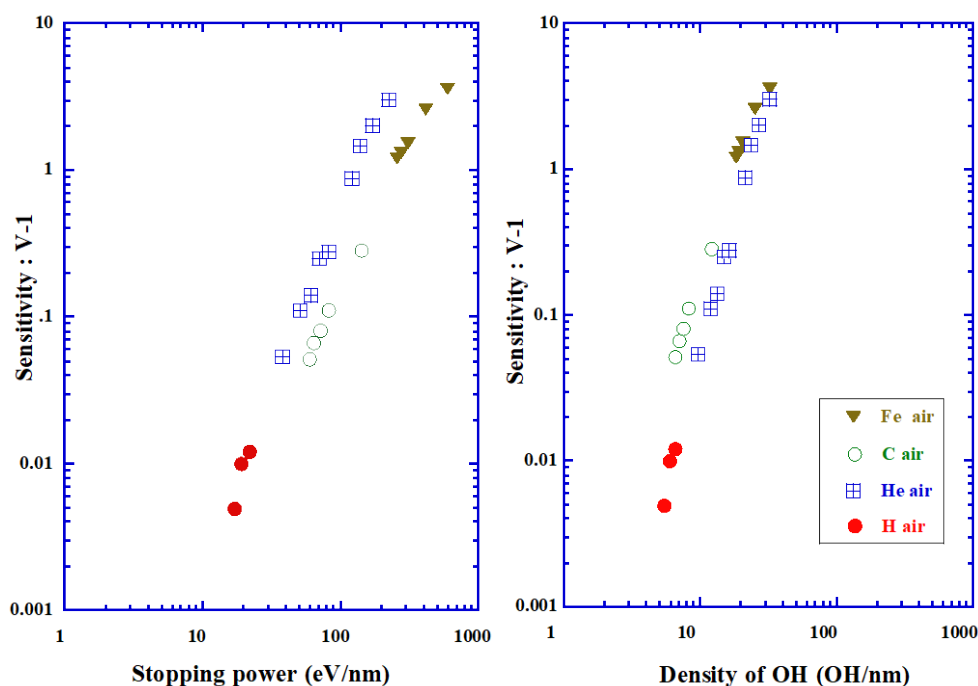


図 5 感度の阻止能およびヒドロキシル基生成濃度依存性[1]。

3. 物理的・化学的クライテリオン

3-1. 多段階損傷形成過程

参照実験である電子線やガンマ線照射の結果からは、ともに 50 kGy 程度の線量以下ではエーテルのみが損傷を受け、それ以上の線量になってようやくカーボネートエステルが損傷を受けることが示された。特に、電子線実験から明確になったのはエーテルが単一の電子ヒットによって損傷を受けるのに対して、カーボネートエステルは隣接するエーテルが切断していた場合にのみ損傷を受けることであった。これはイオントラックの層構造とよく整合する結果である。すなわち、単一の 2 次電子が到達する範囲でエーテルは損傷を受けるが、カーボネートエステルは 2 つ以上の 2 次電子が到達する範囲内でのみ損傷を受けると考えられる。赤外線分光分析によって、カーボネートエステルが損傷を受けると二酸化炭素が生成するこ

とが明らかとなった。図3に示したように、検出閾値の左側ではカーボネートエステルのコア半径とCHのそれが近くなっているが、エーテルとカーボネートエステルに挟まれたエチレン基が低分子ガスとなって系外に失われていると考えられる。

3-2. イオントラック内径方向電子フルエンス

2次電子のヒット数によって損傷が多段階に形成されるという実験結果を受けて、モンテカルロ法による物理的シミュレーションを実施した (Geant4-DNA)。イオンの軌跡を軸とする円柱を想定し、その側面を通過する2次電子の密度を軌跡からの距離の関数として求めた。通常のフルエンスは球面を想定するがここでは円柱の側面を想定した。このような物理量をイオントラック内径方向電子フルエンス (Radial Electron Fluence around Ion Tracks: *REFIT*) と呼ぶこととした。*REFIT* の値は2つ以上の電子のヒットでエッチピットが生まれるとする多段階損傷形成モデルを説明し得ることを確認した。

3-3. ヒドロキシル基生成密度

エッチング型飛跡検出器の感度を記述するパラメータとしては、阻止能は決してよいパラメータでないことは以前から知られていた。そして、イオントラック中心の損傷に注意を払った初期電離 (Primary Ionization) や高エネルギーの2次電子を除外した限定的エネルギー損失 (Restricted Energy Loss: REL) などの物理量が閾値を記述するクライテリオンのために提案されていた。先に述べた *REFIT* はこれらよりも優れた物理的パラメータであることが示された。しかしながら、PADC 中に新たに形成される高分子鎖の端点であるヒドロキシル基の生成密度がこれまでに提案されているどの物理パラメータよりも検出感度とより高い相関を有していることが明らかになっている (図5)。同生成密度が PADC の閾値を含む感度を統一的に記述する化学的クライテリオンになり得ることの系統的な確認を進めているところである。

4. まとめ

最も感度の高い飛跡検出器として利用が続いている PADC 中に形成されるイオントラックの構造と形成機構について、赤外線分光による定性的・定量的分析を行ってきた。プロトンと重イオンの照射条件は、阻止能域では 1.0 から 12,000 eV/nm の範囲をカバーする。PADC は放射線感受性が高いエーテルとカーボネートエステルを含む部分と、重号反応によって生まれる三叉路をもつポリエチレン状の比較的放射線耐性のある部分からなる。イオントラック周辺の損傷には3層構造があり、最外層ではエーテルのみが損傷を受け、その内側ではカーボネートエステルも失われている。重イオントラックの中心域では放射線耐性のある部分も損傷をうけるが、三叉路にあるメチン基はかなり高い割合で健全性を保つ。電子線やガンマ線照射の実験から、カーボネートエステルの損傷は2つ以上の電子のヒットによって生じることが示されたが、これはトラックの層構造と符合するものである。カーボネートエステルの損傷は二酸化炭素の放出を伴っており、放射線感受性の高い部分が低分子に分解されて系外に失われていることが示された。放射性耐性のある3次元ネットワークは再結合を抑制する機能をもっており、PADC の高い感受性とその分子構造によって説明されるようになった。多段階の損傷形成機構に基づいて、閾値と感度を表す新しい物理的クライテリオンとしてイオントラック内径方向電子フルエンスを導入した。また、高分子ネットワーク内の新たな端点として生じるヒドロキシル基の生成密度と感度との間に優れた相関のあることを明らかにし、同密度が化学的クライテリオンたり得る可能性を指摘した。これらの基礎的知見が PADC を超えたより高い感度を有する高分子系飛跡検出器の開発のために有益な情報になることを期待している。

参考文献

- [1] Tomoya Yamauchi, Masato Kanasaki, Rémi Barillon: Methodological and Conceptual Progresses in Studies on the Latent Tracks in PADC, *Polymers*, 13(16) (2021) 2665.
- [2] 山内知也、楠本多聞：高分子系エッチング型飛跡検出器中に形成されるイオントラックの構造、*RADIOISOTOPES*, 68(4) (2019) 247-258.

*Tomoya Yamauchi¹

¹Kobe University

固体飛跡検出器研究の進展と展望

Progress and Challenge of Solid State Nuclear Track Detectors

最新の原子核乾板技術と宇宙線イメージング

Latest Nuclear Emulsion Technology and Cosmic Ray Imaging

*森島 邦博¹¹名古屋大学

原子核乾板は、荷電粒子の軌跡をサブミクロンの空間分解能で記録する三次元放射線飛跡検出器である。現在、最も広く用いられている原子核乾板は、図1に示すような175～500 μm 程度の透明なプラスチック板（ポリスチレンまたはシクロオリフェンポリマー）の両面に70～80 μm 程度の厚い乳剤層を塗布した構成である[1]。乳剤層を構成するゼラチン膜中には、直径約200nmの臭化銀結晶が分散されている。臭化銀結晶を荷電粒子が通過する際に、結晶中に電子正孔対が発生する。発生した電子と格子間銀イオンの結合により結晶に潜像核（数個の銀原子の集合体）が形成される。写真現像により潜像核が還元されて1 μm 以下の大きさの銀粒子へと成長することで、ゼラチン膜中に荷電粒子の軌跡に沿った銀粒子の列が記録される。これを飛跡と呼ぶ。光学顕微鏡を用いて乳剤層中の飛跡を三次元的に計測することで、荷電粒子の運動をサブミクロンの精度でとらえることが可能となる。近年、原子核乳剤の製造からプラスチック板の下処理、プラスチック板上への乳剤の塗布、乾燥など原子核乾板の製造に必要な全工程を名古屋大学で行い、様々な実験に最適な原子核乾板を開発して使用することが可能となっている。

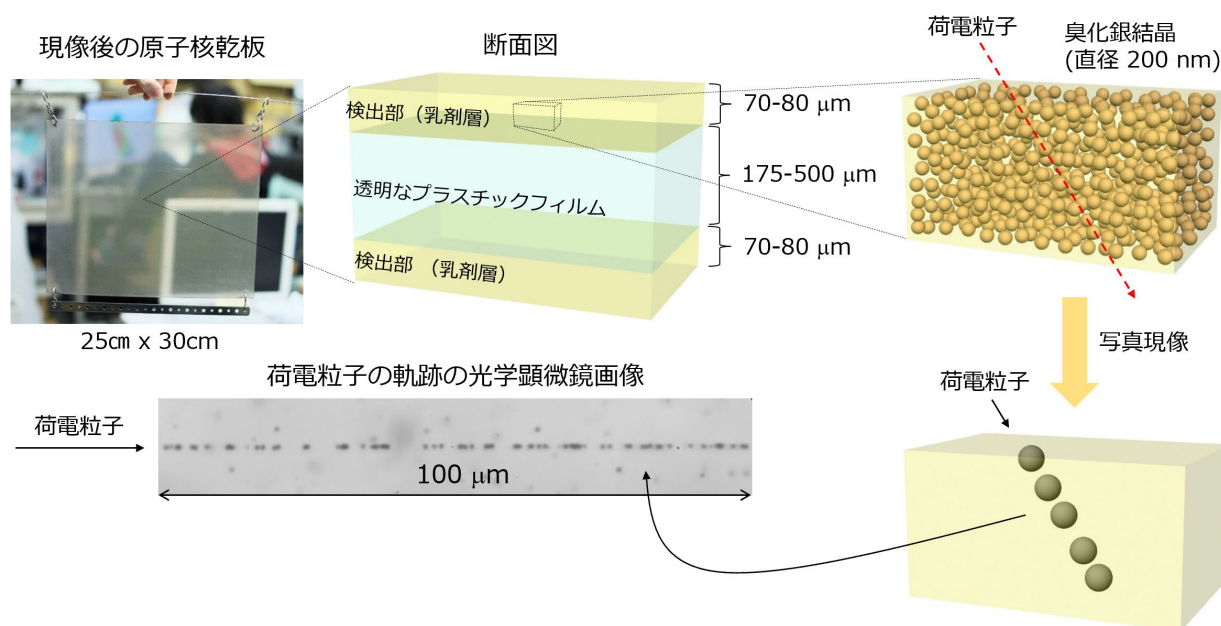


図1. 原子核乾板

原子核乾板に記録された膨大な飛跡の情報を分析するために、光学顕微鏡による自動解析技術が開発されてきた。名古屋大学では、1970年代より、乳剤層の断層映像を撮像してその映像に含まれる直線的な飛跡を自動で認識する自動飛跡読み取り装置 Track Selector (TS) の開発が続けられている[2],[3]。TSにより乳剤層中の飛跡を位置と角度のベクトル情報としてデジタルデータ化することで、原子核乾板中に記録された飛跡情報を計算機で解析することが可能となる。現在、Hyper Track Selector (HTS) と呼ぶ装置が稼働しており、毎時0.5平方メートルという世界最高速度で飛跡を読み出すことができる [4]。

原子核乾板が備える高い三次元空間分解能を保ちながら高速に解析する技術が確立したことで、原子核乾板の適用範囲は飛躍的に広がった[5]。歴史的には、宇宙線や素粒子・原子核の実験に用いられてきた技術であるが、近年では、宇宙線中に含まれるミューオンを利用した巨大構造物内部の非破壊イメージング（宇宙線イメージング）などの新しい研究に原子核乾板が活用されている。宇宙線イメージングでは、福島第一原子力発電所2号機の炉心溶融の可視化（2015年）[6]やエジプトのクフ王のピラミッド内部の未知空間の発見（2017）[7]などの成果が得られている。

本講演では、原子核乾板の最新技術とそれを用いた宇宙線イメージングについて紹介する。

参考文献

- [1] K. Morishima et al., ANNALS OF GEOPHYSICS, 60, 1, S0112 (2017)
- [2] K. Hoshino et al., Proceedings of International Cosmic ray Symposium of High Energy Phenomena. Tokyo, 149 (1974)
- [3] K. Morishima and T. Nakano, Development of a new automatic nuclear emulsion scanning system, S-UTS, with continuous 3D tomographic image read-out, JINST, 5 P04011 (2010)
- [4] M. Yoshimoto et al., Prog. Theor. Exp. Phys. 2017 10, 103H01 (2017)
- [5] K. Morishima, Latest Developments in Nuclear Emulsion Technology, Physics Procedia, 19-24, 80 (2015)
- [6] 森島邦博, 宇宙線を用いた福島第一原子力発電所の非破壊イメージング, 日本写真学会誌, 79 巻 1 号 (2016)
- [7] K. Morishima et. al., Nature 552, 386 (2017)

*Kunihiro Morishima¹

¹Nagoya Univ.

固体飛跡検出器研究の進展と展望

Progress and Challenge of Solid State Nuclear Track Detectors

放射線の蛍光飛跡検出技術と応用研究

Fluorescent nuclear track detection technology and its application

*小平 聡

量子科学技術研究開発機構 放射線医学研究所

蛍光飛跡検出器 (FNTD: Fluorescent Nuclear Track Detector) は、放射線の飛跡を蛍光としてイメージングし、放射線種の弁別や被ばく線量を求めることができる。炭素とマグネシウムをドープした酸化アルミニウム単結晶材料 ($\text{Al}_2\text{O}_3\text{:C,Mg}$) が米国ランダウア社で開発され、飛跡観察において何らの化学的処理を要さず光学測定系のみで、あらゆる種類の放射線を検出可能である[e.g. 1]。これは現在の CR-39 固体飛跡検出器とルミネッセンス線量計の組み合わせた手法に置き換わるもので、従来の化学処理工程が不要になることや、2 種類の線量計の組み合わせなどの複雑さの解決が期待されている。放射線の電離作用によって生成した電子を捕獲することによって、この素子内に安定的な蛍光中心が形成される。この蛍光中心は 635 nm の光源で励起され、750 nm の蛍光を放出して元のエネルギー準位に戻る。この現象は一般的にラジオフォトルミネッセンス (RPL) と呼ばれている。この蛍光量は入射放射線のエネルギー付与量に応じて大きくなるため、予め既知の放射線エネルギー付与に対する蛍光量を校正しておけば、入射放射線の種類を識別することや吸収線量を評価することが可能となる。共焦点顕微鏡や蛍光顕微鏡により、対物レンズを介した励起光で二次元あるいは三次元走査することによって、放射線飛跡からの蛍光をイメージングすることができる。また、非常に安定な蛍光中心が形成されるため、RPL を繰り返し読み出しできるという利点がある。 $\text{Al}_2\text{O}_3\text{:C,Mg}$ 以外にも FNTD として動作する材料として LiF 単結晶[e.g. 2]や銀活性リン酸塩ガラス[e.g. 3]が報告されている。材料によって蛍光観測の波長帯が異なるが、蛍光飛跡として読み出されれば、その後の測定や解析は全て同じである。材料自身の特性(絶対蛍光量やバックグラウンド)によって、観測できる放射線のエネルギー範囲に違いがあり、本講演ではそれらについて概説を試みたい。

応用例としてレーザー駆動型イオン加速のビーム診断[4]や宇宙放射線計測が考えられる。また、放射線生物学[e.g. 5]や陽子線治療[e.g. 6]、RI 内用療法[7]などへの応用研究へと広がりを見せつつある。これは化学処理工程が不要である利点を生かしたものであり、その場で観察できるというのが最大のメリットであろう。本講演では、FNTD の基本的な性質とそれを用いた幾つかの応用例について紹介したい。

[1] M. Akselrod, J. Kouwenberg, Radiat. Meas., 117, 35 (2018).

[2] P. Bilski et al., J. Lumin., 213, 82 (2019).

[3] S. Kodaira et al, Radiat. Meas., 132, 106252 (2020).

[4] T. Kusumoto et al., Radiat. Meas., 151 (2022) 106715.

[5] S. Kodaira et al., J. Radiat. Res., 56, 360 (2015).

[6] G. Sawakuchi et al., Med. Phys., 43 (2016) 2485.

[7] T. Kusumoto et al., Radiat. Meas., 132, 106256 (2020).

*Satoshi Kodaira

NIRS/QST

Planning Lecture | Board and Committee | Ethics Committee

[1E_PL] Ethics to realize the Well-Being

considering from repeated ethical issues

Chair: Ichiro Teshiba (HGNE)

Wed. Mar 16, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room E

[1E_PL01] Continued consideration of ethical issues

*Masanobu Kamiya¹ (1. JAPC)

[1E_PL02] Science and Engineering Ethics 2.0

*Jun Fudano¹ (1. Waseda Univ.)

[1E_PL03] Discussion

倫理委員会セッション

ウェルビーイングを実現する倫理 ～繰り返される倫理問題から考える～
Ethics to realize the Well-Being -considering from repeated ethical issues-

(1) 倫理問題についての継続的検討

～組織文化の観点、ポジティブ倫理の観点など～

(1) Continued consideration of ethical issues

-Perspectives on organizational culture, positive ethics, etc.-

*神谷 昌伸¹¹ 日本原電

1. 倫理委員会の活動

一般社団法人日本原子力学会（以下「本会」）倫理規程は、倫理規定制定委員会^[1]での検討を経て、2001年6月に制定され、本会倫理委員会（以下「委員会」）は、倫理規程制定の目的と精神をフォローアップする組織として、2001年11月に本会の常置委員会として設置された。

委員会は、倫理規程改定案の作成、倫理問題の事例集の発行や研究会等の実施、倫理問題に関する意見の表明等を主な任務としている。倫理規程はこれまで7回改定しており、改定の経緯や、倫理問題に関する委員会による意見表明等は、委員会HP^[2]に掲載している。

倫理規程の制定と委員会の設置から20年が経過した節目を捉え、委員会として20周年の企画を進めている。日本原子力学会誌（アトムス）2021年12月号から連載企画「倫理規程制定20年を迎えて」と題して、約1年の予定で本会内外の識者からの寄稿を開始した^[3]。倫理研究会は、コロナ禍の影響でここ数年実施できていないが、20周年企画としてのシンポジウムを2022年秋以降に開催するべく検討を進めている。

2. 東電事案の検討

最新の倫理規定は2021年5月に改定されたものだが^[4]、その改定案の意見募集を開始した後の2021年1月以降、東京電力HD（以下「東電」）柏崎刈羽原子力発電所の安全対策工事未完了問題、ID不正使用問題、核物質防護設備の機能の一部喪失問題が相次いで発覚した。これらは、原子力関係者にとっても驚きの事案であり、立地地域をはじめとした社会にも大きな影響を与えている。これら事案を踏まえての検討は、最新の倫理規程に十分に反映できていないが、倫理の観点から議論することの重要性を委員会内で共有し、通常の委員会とは別に、業務時間外に、自由参加のWebミーティングの場を設定し、2021年2月以降、自由討議を積み重ねた^{[5][6]}。また、本会2021年秋の大会では、「よりよい組織文化を目指して～倫理規程改定と東京電力の核物質防護設備の不備等の一連の問題から考える～」と題した倫理委員会セッションを企画し、核セキュリティ文化等について討論を行った^[7]。

その後、2021年9月22日に東電から「IDカード不正使用および核物質防護設備の機能の一部喪失に関わる改善措置報告書」等^[8]が公表されたことを踏まえ、本件について委員会としての意見表明を行うこととし、同報告書を読み込むこと等により、検討を進めることとした。

本予稿締切り段階では、以下の観点を抽出し、倫理規程に照らしてとりまとめる方向で検討している。

- ・行動原理の観点（倫理規程憲章1）、公衆優先原則・持続性原則の観点（倫理規程憲章2）
- ・リーダーシップの発揮の観点（倫理規程行動の手引1－3）
- ・組織文化の醸成の観点（倫理規程憲章7）
- ・学習する能力の観点（倫理規程憲章5 専門職原則ほか）

*Masanobu Kamiya¹¹The Japan Atomic Power Co.

3. 本会倫理規程の特徴の考察

著者は、本会 2021 年秋の大会の倫理委員会セッションで、倫理規程制定・改定の変遷等を踏まえて、倫理規程の主な特徴として、下記の「積極的な倫理」と「組織文化の醸成」があることを考察した^[9]。

なお、積極的倫理に関しては、技術者倫理の専門書^[10]で詳しく解説されている。

積極的な倫理（ポジティブな倫理、積極的倫理）

○「やってよいこと」を訴求する倫理

「やってはならない」に類する文言は、2001 年制定時で 3 箇所、2021 年改定でも 3 箇所と非常に少ない。（本会倫理規程と同程度の文字数の倫理規程を公表している他の学会では、「やってはならない」に類する文言が 17 箇所という例あり）

○「チャレンジ」「チャレンジ精神」という文言を 2003 年改定から使用。

現行規程（2021 年）前文

…もって常に現状に慢心せず、広く学ぶ姿勢と俯瞰的な視野を持ち、**チャレンジ精神**と不断の努力をもって、より高い安全性を追求し、豊かで安心できる社会の実現に向けて、積極的に行動する。…

行動の手引 1-2 不断の努力と可能性へのチャレンジ

会員は、研究、開発、利用、教育等における諸課題の解決のために不断の努力を払うとともに、常に更なる向上を目指し、俯瞰的な視野を持って、**新たな可能性にチャレンジする**。

○東京電力福島第一原子力発電所事故（以下「1F 事故」）後の 2014 年改定の検討の際に議論がなされ、原子力の負の側面にもしっかりと向き合うことと同時に、本会の活動の目的である「公衆の安全をすべてに優先させて、原子力および放射線の平和利用に関する学術および技術の進歩をはかり、その成果の活用と普及を進め、もって環境の保全と社会の発展に寄与すること」に立ち返って考えるならば、**原子力学会の会員の倫理観は、「〇〇してはならない」ととどまらず、「〇〇をしよう」といった前向きな、積極的なものを含めることが必要と考えるべきであることが確認されている。**

http://www.aesj.or.jp/ethics/02_/02_05_/

よりよい安全、よりよい倫理的行動のための組織文化

○2001 年制定時から、安全のための組織のあり方や体制整備の重要性について訴求している。2005 年改定で「**組織の文化**」という用語を初めて使用し、理由として「**倫理に関わる問題を自由に話し合えるかどうかは、「風土」とか「雰囲気」といった「組織の文化」の醸成がまず必要**」とされている。

○2005 年改定の検討以降、より広い視野で考え、行動できるようにとの観点から、「安全文化」という用語では意味合いが狭まってしまう可能性があると考え、また、協力会社まで含めた幅広い関係者を念頭においた場合により分かりやすい言葉とすることがよいと考えたことから、「**組織文化**」という用語としている。IAEA でも、近年、「安全に寄与する組織文化」という使い方をしている。

○1F 事故後の 2014 年改定では、**憲章 7**として「**組織文化の醸成**」を独立して掲げ、その重要性を強く訴求し、関連する行動の手引を整理している。

○また、2014 年改定では、憲章 7 にぶら下がる行動の手引の半数に「**組織の運営に責任を有する会員**」との主語が盛り込まれており、1F 事故を踏まえた当時の検討の思いが込められている。

○2018 年改定では行動の手引 1-3 で「**リーダーシップの発揮**」が謳われ、「**組織文化の醸成**」と表裏の関係での訴求が整えられている。

4. ポジティブ倫理であることの心配事

著者は、ポジティブな倫理、積極的な倫理、志向倫理に共感する立場である。

一般論でいえば、本会のような技術系の学協会が倫理規程（倫理綱領）を制定する理由に「技術者の社会的地位の向上を図る試みの一環」「自分たちが社会の中で重要な役割を担っているということをより多くの人々に知ってもらう」「倫理綱領はそれを採用する学協会のメンバーが目指すべき目標の表明で、その目標の

実現に向けて努力することを社会に対して約束するということを主な役割としている」^[11]があり、技術者の地位向上という観点からも、著者は、ポジティブなアプローチ、あるいは「誇り高い技術者になろう」^[11]などのコンセプトは重要と考えている。本会倫理規程も、2021年5月の改定において、あらためて専門職原則の重要性を確認した。

倫理規程 憲章 5. 専門職原則

会員は、原子力の専門家として誇りを持ち、携わる技術の影響を深く認識して研鑽に励む。また、その成果を積極的に社会に発信し、かつ交流して技術の発展に努めるとともに、人材の育成と活性化に取り組む。

一方、心理学の知見からは、人は忘れやすい、慣れ易い性質をもっている^[12]。また、嫌なことや悪いことにいつまでもくよくよせず、前向きに生活しようとすることは、生活の質（QOL）により作用をもたらすと考えることもできる。「要するに自分にとって都合のいい思考をするという性質を人間は持っているのです。これは「忘れっぽさ」と同じように、よくいえば人が前向きに生きていくための性質といえるかもしれませんが。しかしこの性質はまた、事故や失敗を引き起こす困ったものでもあります」との指摘^[13]もある。

2021年5月の倫理規定改定の際に、前文に1F事故のことを固有名詞として明記した。これは、原子力に携わる者が、1F事故やその原因・背景、事故のもたらした様々な影響を決して風化させずに、将来にわたって向き合っていかなければならないとの思いからである。原子力の事故や不祥事は繰り返し生じている。1F事故以降も。ポジティブな志向が、風化させてはならない負の側面を早々に彼方に追いやっていないだろうか。

ポジティブな倫理と、上記のような人の性質との関連、ポジティブで前向きな志向が技術者の集団思考や組織文化に与える影響についても考え続けていきたい。

倫理規程 前文（抜粋、下線は著者による）

会員は、自らの携わる技術が、正の側面によってより社会貢献するために、東京電力福島第一原子力発電所事故が長期にわたって環境や社会に負の影響をもたらしていることや、廃棄物、核セキュリティ等の問題があることを絶えず思い起こし、技術だけでは解決できない問題があることも強く認識する。もって常に現状に慢心せず、広く学ぶ姿勢と俯瞰的な視野を持ち、チャレンジ精神と不断的努力をもって、より高い安全性を追求し、豊かで安心できる社会の実現に向けて、積極的に行動する。

注釈および参考文献

- [1] 倫理規定策定委員会の呼称は「倫理規定」で、制定段階で「倫理規程」とされた。
- [2] <http://www.aesj.or.jp/ethics/>
- [3] 中島健、倫理規程は必要ですか、日本原子力学会誌, Vol.63, No.12, 2021.
上坂充、倫理を見つめなおして、日本原子力学会誌, Vol.64, No.1, 2022.
関村直人、継続的な安全性向上を担う標準と倫理、日本原子力学会誌, Vol.64, No.2, 2022.
- [4] 倫理委員会、日本原子力学会倫理規程の改定 2021年改定の概要、日本原子力学会誌, Vol.63, No.9, 2021.
- [5] 大場恭子、日本原子力学会における技術者倫理教育の取り組みについて、工学教育, Vol.69, No.5, 2021.
- [6] 大場恭子、倫理委員会での議論、日本原子力学会 2021年秋の大会倫理委員会セッション講演資料, 2021年9月8日, http://www.aesj.or.jp/ethics/document/pdf/20210908_02.pdf
- [7] http://www.aesj.or.jp/ethics/03_03_03/
- [8] https://www.tepco.co.jp/press/release/2021/1642625_8711.html
- [9] 神谷昌伸、倫理規程改定の概要、日本原子力学会 2021年秋の大会予稿集, 1J_PL01, 2021.
- [10] 札野順、新しい時代の技術者倫理、放送大学教育振興会, 2015.
- [11] 黒田光太郎・戸田山和久・伊勢田哲治、誇り高い技術者になろう[第二版]、名古屋大学出版会, 2012.
- [12] 日本原子力学会 2021年春の年会倫理委員会セッションの総合討論, 2021年3月17日, http://www.aesj.or.jp/ethics/document/pdf/20210317_03.pdf
- [13] 畑村洋太郎、未曾有と想定外、講談社現代新書, 2011.

倫理委員会セッション

ウェルビーイングを実現する倫理 ～繰り返される倫理問題から考える～
Ethics to realize the Well-Being -considering from repeated ethical issues-

(2) 科学技術倫理 2.0

～人と組織と社会のウェルビーイングを目指して～^[0]

(2) Science and Engineering Ethics 2.0:

For the Well-Being of Individuals, Organizations, and the Public

* 札野 順¹¹ 早稲田大学

1. 倫理の主題としての well-being—予防倫理と志向倫理—

これまでの科学技術倫理は、事故や不祥事・不正事案の要因・帰結の分析・検討を通して、やってはならないことや守るべきことを強調する予防倫理 (preventive ethics) が中心であった。しかし、倫理の本質は、西洋思想の中核をなすアリストテレスによれば、「eudaimonia」(ギリシア語では *eὐδαιμονία*) である。この語は通常 well-being, flourishing, happiness と英語では訳される。日本語として適訳がないので、ここでは「よく生きること」(well-being: 以下 WB) としておく。アリストテレスは、WB を「最高善」と呼び、人間の究極の目的であるとした^[1]。「よく生きる」ためには、やってはならないことをしてはならないので、予防倫理は重要であるが、「何をなすことがよいことなのか」を考え、意志決定し、行動する「志向倫理 (aspirational ethics)」^[2]も不可欠である。両者が補完し合って「倫理」をなす。それゆえ、技術者の倫理とは、技術者として「よく生きる」ために、意志決定をし、行動することである。

COVID-19 によるパンデミックに象徴されるように、世界は VUCA (Volatility, Uncertainty, Complexity, Ambiguity) の時代を迎えている。環境・資源・人口などの制限が明らかになるなかで、20 世紀型の成長・拡大・効率・利便性といった価値に基づく成長型社会はすでに成立せず、より洗練された持続可能な社会モデルを新たに構築する必要がある。このような状況のなかで、技術者はいかに行動し、よく生きるのかを考える志向倫理は、益々その重要性を増している。

2. 科学技術倫理の第 1 原則及び科学技術の最終目的としての well-being (WB)

世界の主要な技術系学協会は、技術者が重視すべき価値を倫理綱領などで表明している。その多くは基本原則として、WB への貢献を謳っている。例えば、コンピュータサイエンス系で世界最大の学会である ACM (Association for Computing Machinery) の倫理綱領の第 1 原則は、「1.1 Contribute to society and to human well-being, acknowledging that all people are stakeholders in computing。」^[3]で、社会と人の WB への貢献が明記されている。

さらには、科学技術の最終目的は WB であるとの認識も広がっている。UNESCO と国際学術会議 (International Science Council) が中心となって開催される World Science Forum が、2019 年に発表した宣言では、科学技術の目的は「Science for Global Well-being」であるとされている^[4]。また、2021 年 3 月に閣議決定された第 6 期科学技術・イノベーション基本計画では、我が国が科学技術の促進により目指すべき社会像は、

「持続可能性と強靱性を備え、国民の安全と安心を確保するとともに、一人ひとりが多様な幸せ (well-being) を実現できる社会」^[5]であるとしている。

*Jun Fudano¹¹Waseda University

このように、科学技術の目的は WB なのである。ならば、科学技術の研究開発を担い、その成果を社会に実装する技術者は、WB とは何かを「理解」し、この最終目的のために技術を「使う」資質・姿勢・能力を持たねばならない。

3. Well-being の科学と応用

では、WB とは何か。通常、「福利」、「福祉」、「幸福」、「幸せ」などと訳され、その意味は多岐にわたる。アリストテレスをはじめとして、多くの思想家、宗教指導者、政治家、哲学者などが、WB について個別に論じてきたが、ようやく 20 世紀後半になって、脳神経科学・心理学・厚生経済学などの領域で学術的・体系的な検討が始まった。特に重要な契機となったのは、1998 年にマーティン・セリグマン (M. Seligman) が、米国心理学会会長に選出された際に行ったポジティブ心理学 (positive psychology) の提唱^[6]と 2008 年にフランスのサルコジ大統領 (当時) によって設立された「経済と社会発展の測定に関する委員会」による報告書 (2009 年)^[7]であろう。

セリグマンは、第 2 次世界大戦後の心理学が人間の精神的な障害や機能低下に注目し、患者を心的問題のない状態にすることに注力しすぎてきたという反省から、人間がよりよく生きるために、心理学の知見や介入を活用していくことを目的とする学術領域の必要性を主張し、ポジティブ心理学を提唱した。ポジティブ心理学は、例えば、「個人やコミュニティが、繁栄するために必要な要因を発見し、促進することを目的とする、最適機能に関する**科学的研究**」(Peggy Kern, 金沢工業大学における講演, 2014 年) (強調は筆者) と定義される。このような個人や組織の WB に関する「科学的」な研究は急速に発展し、医学・脳神経科学やエピジェネティクス (epigenetics) とも連携し、興味深い科学的知見 (例えば、ポジティブな感情を持つ人は、寿命が長い) を生み出している。また、その成果はすでに企業や自治体の運営に応用されはじめている^[8]。

スティグリッツ報告書^[7]は、国の経済的状況と発展の度合いを測る尺度として、GDP などを指標として重視しすぎてきたことを批判し、多元的な指標 (健康, 教育, 社会的つながり, 政治的発言力, 個人の社会活動, 主観的生活満足度など) を使うべきであると提言した。その後、世界の様々な国や地域で、社会の発展を複数の指標で測定し、その結果を政策立案に展開する試みが始まっている。例えば、OECD (経済協力開発機構) は、2011 年から「Better Life Index」^[9]を作り、社会の WB を 11 の次元 (住宅, 所得, 雇用, 社会的つながり, 教育, 環境, 市民参画, 健康, 主観的幸福, 安全, ワークライフバランス) で測定し、加盟 37 カ国にブラジル・ロシア・南アフリカを加えた 40 カ国で比較できるようにしている。また、国連は、2011 年の総会で 3 月 20 日を The UN International Day of Happiness と定め、2012 年からは World Happiness Report^[10]を毎年 (2014 年を除く) 発表し、国連に加盟する 150 以上の国や地域における幸福度の調査結果を公表している。この報告書では、「カントリルの梯子」と呼ばれる主観的幸福指標を使い、それぞれの国の幸福度を各個人の回答の数値の平均値として順位を示している。さらに、これを説明する変数として、「一人あたりの GDP」、「社会的支援」、「健康寿命」、「人生の選択の自由度」、「寛容さ」、「(社会・政府などの) 腐敗度の認識」についてのデータを提供している。

このように「WB とは何か」を科学的・体系的に明らかにし、それを測定しようとする取り組みは、近年盛んに行われている。講演では、本稿での主張を明確にするため、個人、組織、そして社会の WB の概念について一応の整理を行う。

科学技術の研究開発の実践、その成果の実装、維持管理、廃棄、すべての段階において、WB を最重視して意志決定し行動することを志向すること、それこそが、「科学技術倫理 2.0」である。

4. Well-being と技術開発—IEEE の取組—

WB の維持・向上のために、技術の担い手である技術者は具体的に何をすべきなのか。この点で、世界最大の技術系学協会 (会員数 43 万人以上) である IEEE の取組が参考になる。IEEE が 2019 年に公表した AI (Artificial Intelligence) を含む知的な自動システム (Autonomous and Intelligent Systems: A/IS) の開発指針では、人間の WB にどの程度貢献しているかを、技術開発の成果を評価する基準とすべきであるとしている^[11]。また、IEEE の標準化委員会 (Standards Association: SA) によって、2020 年 5 月に承認された IEEE 7010-2020

では、より具体的に、Well-Being Impact Assessment (WIA)という概念を導入して、技術開発のライフサイクルのすべての段階において、WB を最重要な要素として配慮し、いかに行動すべきかをガイドラインの形式で示している。このガイドラインは次のことを目的としている^[12]。(以下、直接引用。)

- Establishing a concept of human well-being in relation to A/IS
- Establishing a means to assess the impacts of A/IS on human well-being from conception to end of A/IS life
- Guiding A/IS development
- Identifying areas for improvement
- Informing risk mitigation strategies
- Assessing performance
- Identifying intended and unintended users, uses, and impacts on human well-being of A/IS

ここで A/IS とは知的な自動システムであるが、日本原子力学会会員は、これを原子力と置き換えて活用することができるであろう。(講演では、より詳細な解説を試みる。)

5. おわりに一原子力技術者に望むこと

「人新世」^[13]という概念に代表されるように、人類の科学技術に基づく政治・経済・社会活動が、地球環境に地質学的影響を与える時代に我々は生きている。経済的成功や成長に貢献することを通して社会の役に立つ技術者という 20 世紀型の「技術者像」を脱して、人がより「よく生きる (well-being)」ことができる社会を構想し、その構築を主体的に先導できる技術者が求められている。

注釈および参考文献

- [0] 本稿は、著者のこれまでの論文や著作、特に、札野順、新しい時代の技術者倫理、放送大学教育振興会、2015；札野順、社会の well-being を志向する技術者の教育、2021 年 69 巻 5 号 pp. 67-72, などの内容を基に、加筆したものである。
- [1] アリストテレス、『ニコマコス倫理学』, § 21; 1095a15-22, (渡辺邦夫・立花幸司訳, 光文社, 2016) .
- [2] 例えば, C. Ed Harris, Engineering Ethics: From Preventive Ethics to Aspirational Ethics,” Philosophy and Engineering: Reflections on Practice, Principles and Process, Philosophy of Engineering and Technology, Volume 15, pp. 177-187, Springer Netherlands (2013).
- [3] ACM (1992) ACM code of ethics and professional conduct, Association for computing machinery, <http://www.acm.org/about/code-of-ethics>. Accessed 19 April 2021.
- [4] <https://worldscienceforum.org/contents/declaration-of-world-science-forum-2019-110073>
- [5] 内閣府,「第 6 期科学技術・イノベーション基本計画令和 3 年 3 月 26 日閣議決定」, p.4
- [6] Martin Seligman, “The President’s Address from The APA 1998 Annual Report,” American Psychologist (August 1999).
- [7] J. Stiglitz et al., “The Measurement of Economic Performance and Social Progress Revisited,” OFCE (2009), <https://www.ofce.sciences-po.fr/pdf/dtravail/WP2009-33.pdf>
- [8] ポジティブ心理学の知見の応用については、例えば、World Government Summit, Global Happiness and Well-being Policy Report 2019. <https://www.happinesscouncil.org/report/2019/>
- [9] OECD, Better Life Index, <http://www.oecdbetterlifeindex.org>.
- [10] United Nations, World Happiness Report, <https://worldhappiness.report>.
- [11] The IEEE Global Initiative on Ethics of Autonomous and Intelligent Systems, Ethically Aligned Design: A Vision for Prioritizing Human Well-being with Autonomous and Intelligent Systems, First Edition, IEEE, 2019. <https://standards.ieee.org/content/ieee-standards/en/industry-connections/ec/autonomous-systems.html>
- [12] IEEE7100-2020, IEEE Recommended Practice for Assessing the Impact of Autonomous and Intelligent Systems on Human Well-Being, <https://standards.ieee.org/ieee/7010/7718/>
- [13] 例えば、斎藤幸平, 人新世の「資本論」, 集英社新書, 2020 年.

(Wed. Mar 16, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room E)

[1E_PL03] Discussion

なぜ倫理に関わる問題は絶えることなく繰り返されるのか。倫理的な行動を促すために足りないことは何なのか。

昨年5月の倫理規程改定後、当委員会では、東京電力柏崎刈羽原子力発電所における核物質防護設備の機能の一部喪失事案を踏まえた意見表明に向けて検討を進めている。

本セッションでは、当委員会での議論内容を紹介するとともに、ポジティブな倫理「志向倫理」が目指す「ウェルビーイング」の観点からの講演を基に、倫理的な事案が発生しない、人が「よく生きる」社会の実現について議論を試みる。

Planning Lecture | Technical division and Network | Operation and Power Division

[1F_PL] Plant Manufacturers' Activities on Nuclear Industry Based on the 6th Strategic Energy Plan

Chair: Takanori Kitada (Osaka Univ.)

Wed. Mar 16, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room F

[1F_PL01] Activities for Next-Generation Nuclear Power Plants

*Kazuhito Asano¹ (1. TOSHIBA ESS)

[1F_PL02] Nuclear Business Development of Hitachi to Achieve Carbon Neutral

*Kazuhiro Yoshikawa¹ (1. HGNE)

[1F_PL03] Mitsubishi's Nuclear Power Business for Achievement of Carbon Neutrality

*Yurugi Kanzaki¹ (1. MHI)

原子力発電部会セッション

エネルギー基本計画改定を踏まえたプラントメーカーによる原子力事業展開活動
Plant Manufacturers' Activities on Nuclear Industry based on the 6th Strategic Energy Plan

(1) 次世代原子力プラントへの取組みについて

(1) Activities for next-generation nuclear power plants

*浅野 和仁¹¹ 東芝エネルギーシステムズ株式会社

1. はじめに

東芝エネルギーシステムズ（東芝 ESS）では、これまでに図 1 に示す革新炉・大型軽水炉の開発を行ってきた。エネルギー基本計画で謳われる安全性の確保を大前提としつつ、経済合理性を備え国内ニーズに対応した次世代原子力プラントとして、大型軽水炉 iB1350 と高温ガス炉の開発を重点的に進めている。表 1 に示す両プラントの特性を通じて事業者ニーズに即した多様な選択肢の提供を目標とし、2030 年代後半の実用化を目指し開発に注力している。

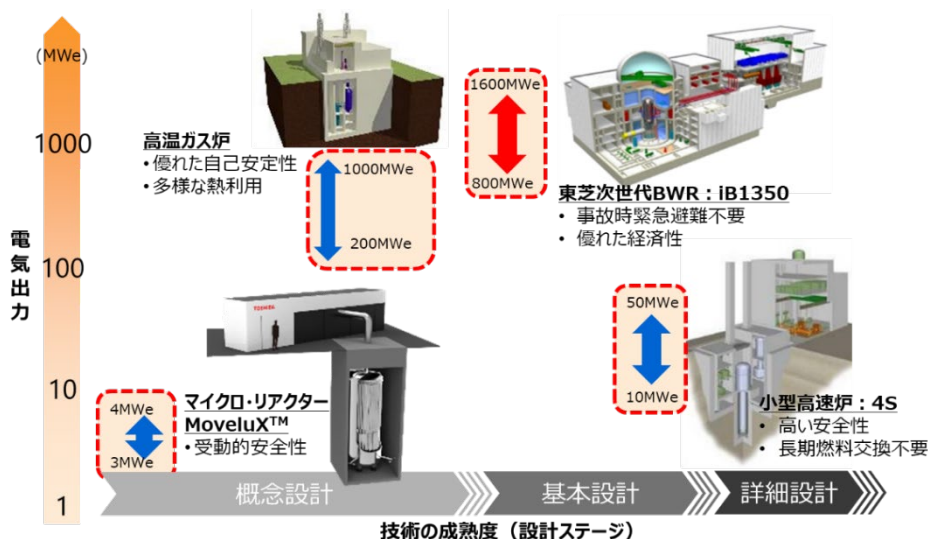


図 1 次世代炉開発のラインアップ

表 1 iB1350 と高温ガス炉の特徴

	iB1350	高温ガス炉
出力	1350MWe	1008MWe (1 プラント 4 モジュール)
用途	ベースロード電源	発電 熱利用 (750℃) による水素製造
主な特徴	● 基本設計は ABWR に準拠 ● 多様化安全システムによる炉心溶融確率の低減 ● 静的安全系と二重円筒格納容器により、事故時の放射性物質の閉じ込めが可能	● HTTR*の建設・運転実績を活用 ● 固有安全性により炉心溶融を原理的に回避可能 ● 原子炉熱出力一定で負荷追従可能な蓄熱システムによる再エネとの共存

* JAEA による高温工学試験研究炉

以下、各プラントの概要を以下に示す。

2. 次世代大型軽水炉 iB1350 (innovative, intelligent, inexpensive BWR)

iB1350 は出力 1350MWe の大型 BWR プラントである。基本設計は ABWR の知見に基づいており、原子炉圧力容器を含む炉心、炉内構造物ならびにタービン系など主要機器は ABWR と同一としている。建設実績を有する ABWR をベースとしつつ革新的安全系を採用することで高い安全性を達成するとともに、設備の簡素化を図ることで建設性や経済性を高めている。iB1350 の全体概要図を図 2 に示す。

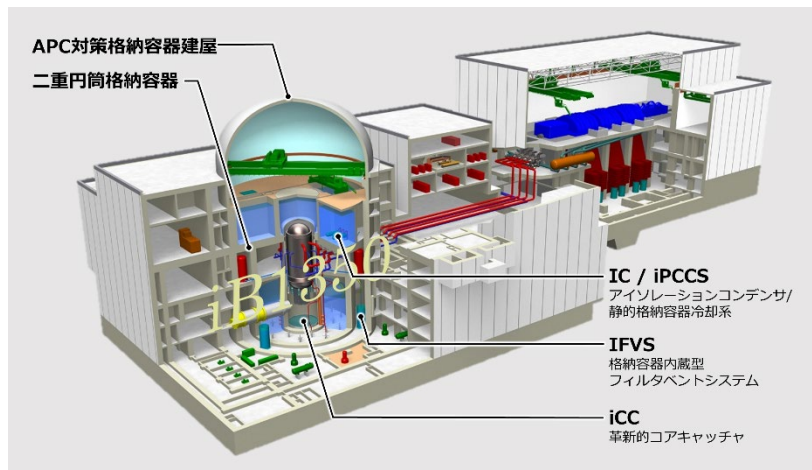


図 2 iB1350 の全体概要図

万一の事故発生時の被害拡大防止・極小化には過酷事故（SA）時に発生した水素および放射性物質（FP）を閉じ込め、環境への FP 放出を最小限に制限する必要がある。iB1350 は SA 時に格納容器（PCV）ベントを不要とすることで周辺環境への放射性物質の拡散を回避し、緊急時退避不要を実現する安全コンセプトを有している。そのための手段として、二重円筒格納容器と静的安全系を採用している。

二重円筒格納容器は SA 時に発生する水素および FP をアウターウェル（O/W）に閉じ込めることができる。また、事故時の圧力を内筒と外筒で分散することで設計圧力を低減するとともに、二重円筒構造により耐震性を向上させている。

静的安全系は長期 SBO や LUHS 時の炉心損傷防止機能、および SA 時の格納容器破損防止機能を有する。各設備の機能を図 3 に示す。

航空機落下（APC）に対しても頑健な格納容器建屋内に防護された静的安全システムによる対策が可能なため、既設炉のように SA 設備に加えて、特定重大事故等対処施設の追加設置を必要としないことで経済性の向上を目指している。

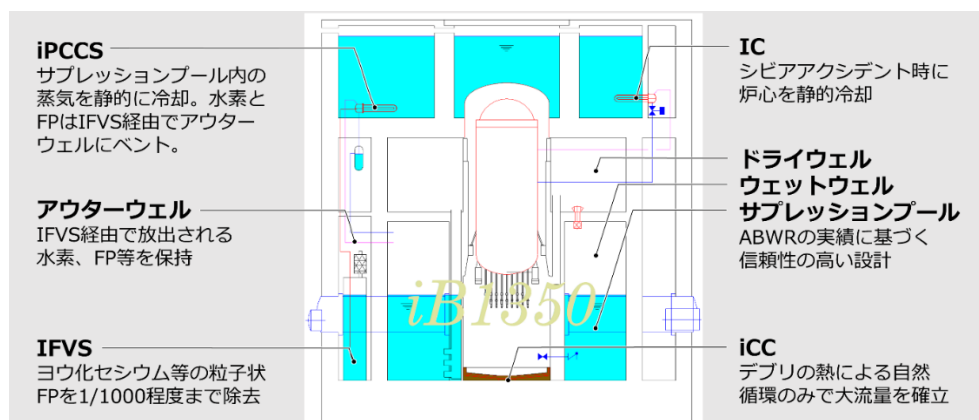


図 3 静的安全性の概要

現在、iB1350 は基本設計の段階にある。2030 年代の建設をターゲットとし、以下の主要技術開発項目に取り組んでいる。

- 二重円筒格納容器の構造成立性の確認
- 規制審査対応準備
 - 許認可解析コードの整備、1F 事故の知見を反映した SA 解析、SA 時の被ばく評価
 - 新設炉向け規制基準適合性の予備評価
- iPCCS による静的な S/P 冷却および長期格納容器冷却性能の検証（実証試験含む）
- iCC による長期デブリ冷却性能および構造成立性の検証（実証試験含む）

3. 高温ガス炉

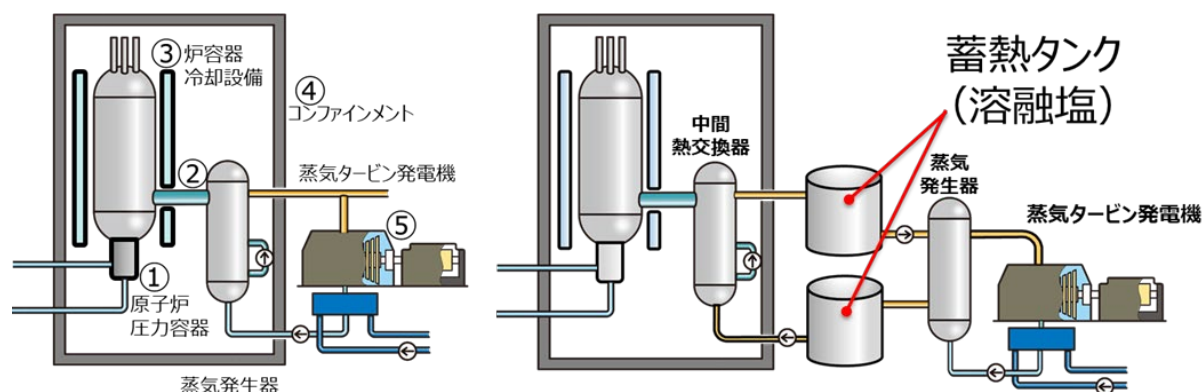
高温ガス炉は発電だけでなく水素製造や産業プラント熱供給などへの用途に対応可能なポテンシャルを有する。東芝 ESS では日本原子力研究開発機構（JAEA）の高温工学試験研究炉（HTTR）³⁾の設計、建設などにより得られた知見を基に経済合理性と安全性を兼ね備えた商用高温ガス炉の開発を進めており、富士電機株式会社と連携して設計活動を進めている。現在検討中の 4 モジュール構成の高温ガス炉の主要仕様を表 2 に示す。閉じ込め機器はガス炉の固有安全による炉心熔融回避の特性を踏まえ、従来の鋼製格納容器に代えてコンクリート製のコンファインメントを採用することで建設コストの低減を図っている。

表 2 高温ガス炉の主要仕様

冷却材	ヘリウムガス
熱出力／電気出力	2400MWt／1008MWe （4 モジュール構成）
一次系温度／圧力	750℃（原子炉出口／7MPa）
燃料	セラミック製被覆燃料粒子、 ブロック型
運転サイクル	約 1.5 年
発電方式	蒸気タービン
閉じ込め機器	コンファインメント

実用化にあたっては実績を重視した開発方針の下で安全性の向上や設計合理化を通じた経済性向上を図りつつ、早期実用化を目指している。実用化に向けた取組みを以下に示す。

- 安全性向上に向けた取組み
 - 原子炉圧力容器と蒸気発生器を横に並べて 2 重管構造の圧力容器で接続したスリーベッセル構造概念の導入。接続構造は圧力容器扱いとし、供用期間中検査を行うことで二重管破断回避を図る（図 4 の②：サイド・バイ・サイド配置）。
 - パッシブな自然循環冷却による事故時の崩壊熱除去（同図 ③）
- 経済性向上に向けた取組み
 - 原子炉出口温度を低温化し、RPV の材料を 2・1/4Cr 鋼から軽水炉で実績のある低合金鋼(Mn-Mo 鋼)へ変更（同図 ①）
 - RPV と SG の横並び（サイド・バイ・サイド）配置による高温配管短縮（同図 ②）
 - 固有安全性を生かした格納容器を不要とする閉じ込め概念（コンファインメント）（同図 ④）
- 早期実用化に向けた取組み
 - 実用化済みの上記タービン発電を採用（同図 ⑤）



(1) 蒸気タービン発電システムによる早期実用化

(2) 将来：蓄熱発電と組み合わせ

再生可能エネルギーの出力変動に応じた運転

図 4 実用化に向けた高温ガス炉の技術概要

また、再生エネルギーの出力変動に柔軟に対応するため、高温ガス炉の高温特性と蓄熱技術を組合せたシステムを考案している（図 4（2））。同システムでは、原子炉熱出力は一定のまま蓄熱系により電気出力を柔軟に調整可能である。高温ガス炉では蓄熱温度を高くできることから、蒸気タービンに最適な熱源を供給することが可能である。尚、蓄熱には太陽熱発電で実績のある熔融塩蓄熱システムを採用している。

今後は商用高温ガス炉プラントおよび蓄熱システムの設計条件の検討を通じて全体システム構成の設定を進めるとともに、高温ガス炉の特徴を踏まえた安全シナリオ構築や確率論的リスク評価を通じて、規制側による安全性評価に向けた基本方針の策定を進める予定である。

4. まとめ

安全性と経済性を兼ねた次世代プラントとして、次世代大型軽水炉 iB1350 と高温ガス炉の概要を紹介した。両プラントとも既往実証技術を最大限活用しつつ、最新知見も取り入れることでイノベーションの追求と 2030 年代をターゲットとした早期実用化の両立を図る。

iB1350 は安全性と経済性を向上した次世代大型軽水炉として大規模電源需要に対応するとともに、高温ガス炉は中規模電源ニーズに対応しつつ、高温や固有安全の便益を取り込むことで再エネとの共存をはじめとする高温ガス炉の付加価値を訴求していく。

*Kazuhito Asano¹

¹Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation.

原子力発電部会セッション

エネルギー基本計画改定を踏まえたプラントメーカーによる原子力事業展開活動
Plant Manufacturers' Activities on Nuclear Industry Based on the 6th Strategic Energy Plan

(2) カーボンニュートラル実現に向けた日立の原子力事業展開

(2) Nuclear Business Development of Hitachi to Achieve Carbon Neutral

*吉川 和宏¹¹日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社

1. はじめに

2021 年 10 月に閣議決定された第 6 次エネルギー基本計画では、カーボンニュートラル実現に向けて電源の脱炭素化を進めていく方針が示された。また、再生可能エネルギーだけでは電力の安定供給の実現が難しいことが指摘され、原子力は安定したゼロエミッション電源として改めて評価されており、高速炉、小型モジュール炉（SMR: Small Modular Reactor）、高温ガス炉、核融合等の研究開発推進が明記されている。

一方、福島第一原子力発電所事故の反省としての安全対策強化によるコスト増加、再生可能エネルギーの低価格化等により、他電源に対するコスト競争力の確保が課題となっている。そのため、建設コスト低減により経済性を高めた SMR が世界的に注目されている。

また国内では、今後の既設軽水炉の再稼働本格化による使用済燃料貯蔵量の増大や、再処理施設の稼働によるプルトニウムの蓄積が課題となり、既設軽水炉でプルトニウムを利用するプルサーマルの推進、およびさらなるプルトニウムの利用と資源有効活用、放射性廃棄物の削減や有害度低減を目的とした高速炉の開発も継続されている。

本稿では上述したエネルギー基本計画改定と社会的ニーズを踏まえ、カーボンニュートラル実現に向けた日立の原子力事業展開の概要について紹介する。

2. 日立の原子力事業展開

2-1. 新型炉開発

日立 GE ニュークリア・エナジー（日立 GE）では、BWR（Boiling Water Reactor：沸騰水型軽水炉）の建設経験と燃料サイクル技術を基に、前述した社会的な要請に応えるため、現行の建設・運転実績のある大型炉 ABWR（Advanced BWR：改良型 BWR）の安全対策強化により安全性を高めつつ、小型化・簡素化により安全性と経済性の両立を目指した次世代小型軽水炉 BWRX-300、実績豊富な軽水冷却技術を用いた軽水冷却高速炉 RBWR（Resource-renewable BWR：資源再利用型 BWR）、固有安全性を有する金属燃料を採用した小型液体金属冷却高速炉 PRISM（Power Reactor Innovative Small Module：革新的小型モジュール原子炉）の 3 つの炉型の開発を進めている（図 1）。

2-2. 次世代小型軽水炉 BWRX-300

BWRX-300 は、米国 GE Hitachi Nuclear Energy（GE 日立）社と共同開発を進めている電気出力 300MWe 級の小型軽水炉であり、静的安全システムの導入と原子炉システムの簡素化により、高度な安全性と高い経済性の両立を実現する。また、原子炉には自然循環型の冷却メカニズムを採用している。

BWRX-300 では、プラントシステムのさらなる簡素化を目的として、隔離弁を原子炉圧力容器に直付け（隔離弁一体型原子炉）することで原子炉一次冷却材圧力バウンダリの信頼性を高め、原子炉で想定される主要な事故である冷却材喪失事故（LOCA: Loss of Coolant Accident）の発生確率を徹底的に低減した革新的な概念を取り入れている。また、事故時には、静的な安全システムである非常用復水器により、交流電源と運転員操作無しで原子炉の継続的な冷却が可能な設計としている。この結果、安全性の向上と同時に、非常用炉心冷却系ポンプ等の大型動的機器の削減と、原子炉建屋および原子炉格納容器の小型化を実現し、高い経済性

も追求できる設計となっている。加えて、原子炉格納容器の大部分を地下に埋設（図 2 参照）することで、テロなどを含む外的事象への耐性を強化している。

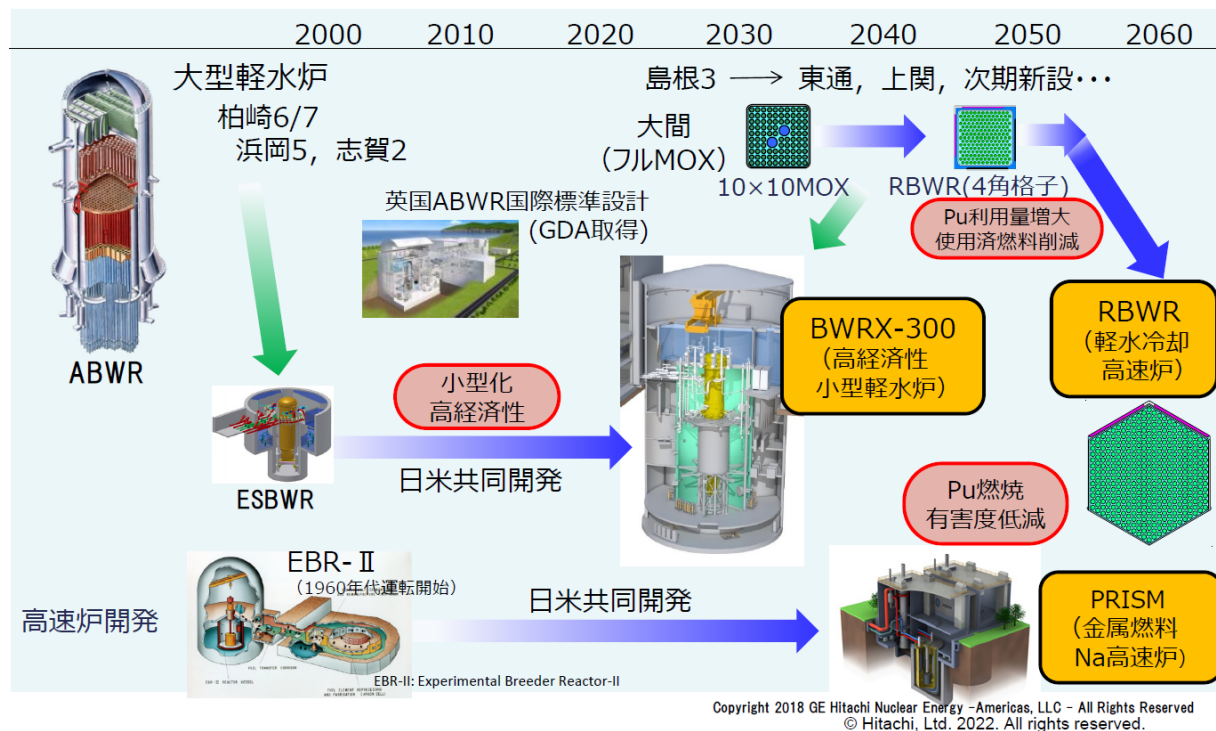


図 1 日立の原子力ビジョンと開発の流れ

BWRX-300 は、米国にて設計型式認証（Design Certification）を取得した ESBWR（Economic Simplified BWR）をベースに開発した炉型である。使用する燃料および原子炉系のほとんどの機器には、既存の原子力発電所にて採用実績のある技術を採用する。このように実績のある技術・製品を活用することで、開発リスクおよび許認可リスクを最小化している。

近年の大型炉建設プロジェクトにて見られた長期間の建設工事による初期費用の増加に対しては、モジュール化率を向上させた工場完成型一体据付建設手法による建設リスクの低減といった、SMR 特有のメリットを追求するほか、周辺機器や工法には先進的な一般産業技術を積極的に採用し、建設工期や費用の低減を図っている。

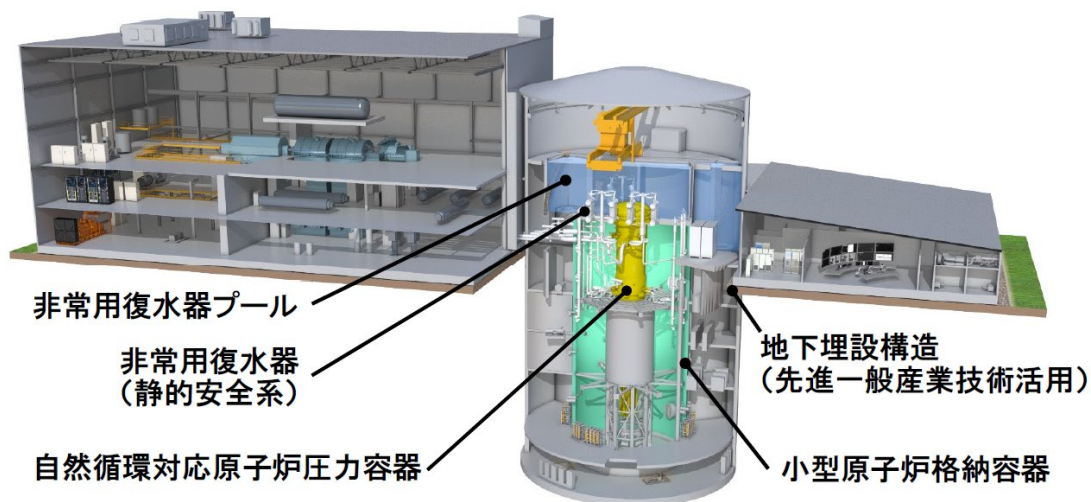


図 2 次世代小型軽水炉 BWRX-300 の概略図

2021年12月には、カナダのオンタリオ州営電力（OPG社：Ontario Power Generation）が、同社のダーリントン原子力発電所に建設する SMR として BWRX-300 を選定したことを発表した。米国 GE 日立社と協力関係にある日立 GE も、本プロジェクトに関与していく。

2-3. 軽水冷却高速炉 RBWR

RBWR は、実績豊富な軽水冷却技術を活用しつつ、資源有効利用と使用済燃料の環境負荷低減を目指した原子炉である。燃料棒を密に配置（稠密燃料）するとともに、原子炉内で冷却水が沸騰する BWR の特長を活用し、中性子の冷却水との衝突による減速を抑制している。中性子のエネルギーを従来 BWR よりも高めることで、使用済燃料に含まれ、放射能が長期間減衰しない要因となっているプルトニウムやマイナーアクチニドなどの超ウラン元素（TRU: Trans-uranium）を燃料として再利用することを可能とする。

また、RBWR の概念は BWR をベースとしており、あらゆる BWR（ABWR や BWRX-300 など）への応用が可能である。例えば、RBWR の稠密燃料を現行 BWR に適用して高エネルギー中性子の利用を段階的に実証する等、核燃料サイクルにおける再処理技術および燃料加工技術の進展に合わせた段階的な開発ができるといった利点を有する。

2-4. 小型液体金属冷却高速炉 PRISM

PRISM は、米国 GE 日立社と共同開発を進めている、単一モジュールあたり電気出力 311MW の金属燃料を採用した小型モジュール型のナトリウム冷却高速炉である。高速炉技術により、燃料である核分裂性物質を消費しながら、燃料となる核分裂性物質を生成することができ、将来の資源持続性への貢献が期待できる。

安全系には、外部空気の自然循環を活用した受動的な安全系 RVACS（Reactor Vessel Auxiliary Cooling System: 原子炉容器補助冷却システム）を採用し、事故時においても、電源および運転操作無しで崩壊熱の除去が可能な設計としている。

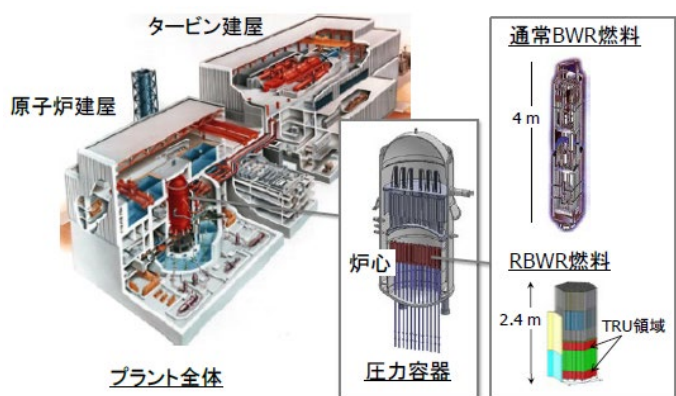


図3 軽水冷却高速炉 RBWR の概略図

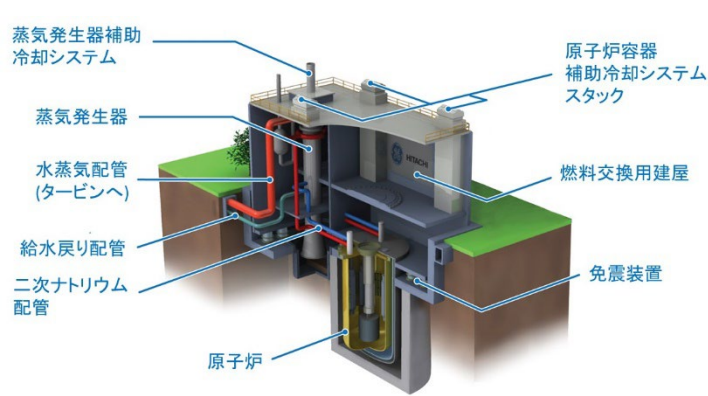


図4 小型液体金属冷却高速炉 PRISM の概略図

3. まとめ

日立 GE は、カーボンニュートラルの実現に不可欠となる、原子力発電所への初期投資の抑制、長期的な安定電源の確保、放射性廃棄物の有害度低減といった社会的ニーズに対応するため3つの新型炉、BWRX-300、RBWR および PRISM の開発を推進している。今後も、原子力政策の反映、ユーザー意見の取り込み等、社会的受容性を高め、クリーンエネルギーへの投資喚起を念頭に技術開発を実施していく予定である。

*Kazuhiro Yoshikawa¹

¹Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

原子力発電部会セッション

エネルギー基本計画改定を踏まえたプラントメーカーによる原子力事業展開活動
Plant Manufacturers' Activities on Nuclear Industry Based on the 6th Strategic Energy Plan

(3) カーボンニュートラル実現に向けた三菱重工 原子力事業の取組み

(3) Mitsubishi's Nuclear Power Business for Achievement of Carbon Neutrality

*神崎 寛¹¹ 三菱重工業株式会社

1. はじめに

2020年10月の菅首相による所信表明において、日本が2050年までにカーボンニュートラルを目指すことが宣言され、これを踏まえて第6次エネルギー基本計画が2021年10月に改定された。新たなエネルギー基本計画では、原子力は「重要なベースロード電源」との位置付けを維持しており、「必要な規模を持続的に活用していく」との方針が示された。また、各国でカーボンニュートラル実現に向けて原子力発電への期待も高まってきている。

原子力はカーボンフリーかつ大規模・安定電源であり、エネルギーセキュリティ上の観点も含めて重要なベースロード電源であり、2050年カーボンニュートラルの達成に向けて原子力の活用は必須と認識している。一方、国内においては、東日本大震災以降、国民の原子力に対する信頼は低下しており、その信頼回復が最重要課題である。当社は、その信頼回復に向けて、国内既設プラント(PWR、BWR)の再稼働支援/特定重大事故等対処施設(特重設置)を推進している。また、原子力の長期活用、高レベル放射性廃棄物の減容化/有害度低減には、核燃料サイクル確立が必要であり、早期竣工に向けて主幹会社として支援している。

更に世界最高水準の安全性を実現する次世代軽水炉の実用化により将来のカーボンニュートラル実現に貢献していく。その先の多様化する社会ニーズに応じて小型炉、高温ガス炉、高速炉、マイクロ炉の開発を進め、実用化していく。2050年以降の長期的な視野に立って、恒久的な“夢のエネルギー源”である核融合炉を実用化すべく挑戦を続けていく。

本稿では当社が開発に取り組んでいる革新型軽水炉(次世代軽水炉、軽水小型炉)や将来炉(高温ガス炉、高速炉、マイクロ炉)、核融合炉について紹介する。

なお、当社は、経済産業省 NEXIP 事業も活用し、軽水小型炉、高温ガス炉、高速炉、マイクロ炉の開発を進めている。

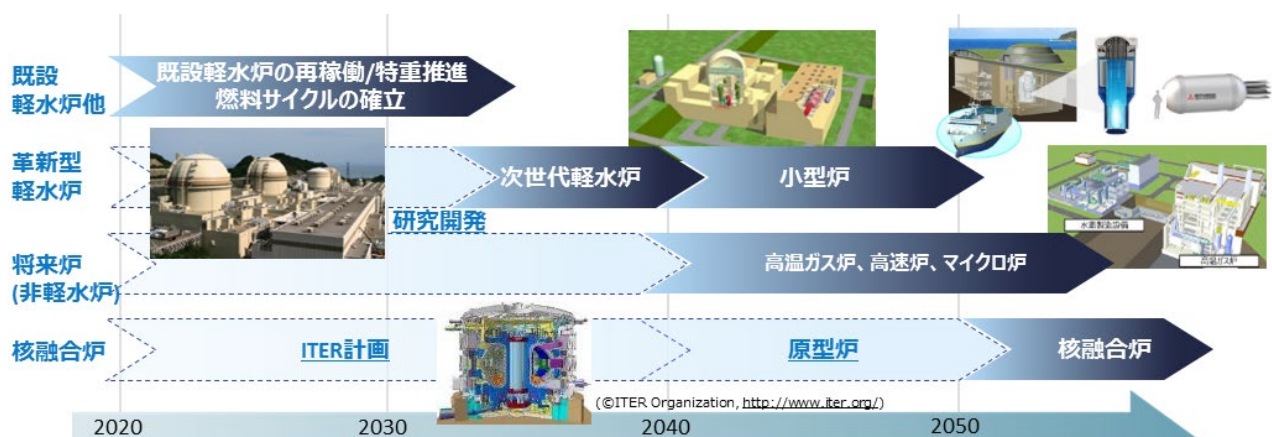
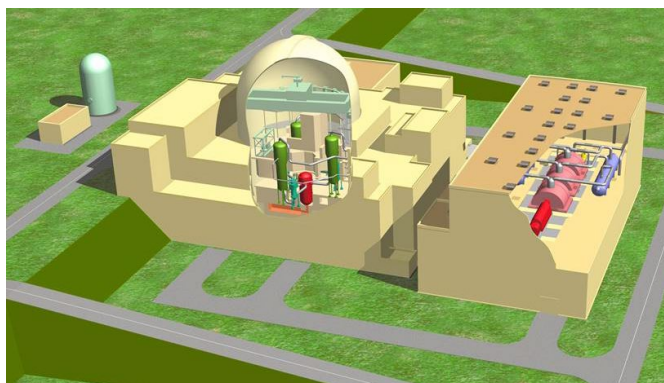


図1 開発ロードマップ

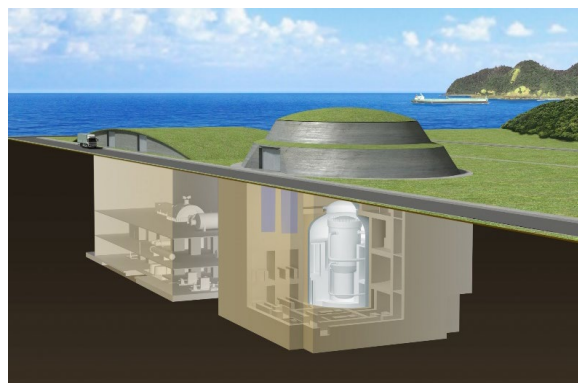
2. 革新型軽水炉開発の取組み

当社は、革新型軽水炉シリーズとして、2030 年代半ばの実用化を目標に、高い経済性に加え、革新技術を採用した世界最高水準の安全性を実現する次世代軽水炉の開発を推進している。

革新技術導入/コンパクト化により安全性を向上した革新型軽水炉シリーズ（図 2）は、先ず 2030 年代半ばに次世代軽水炉を市場投入し、その後、将来の多様化する社会ニーズに応じて、分散型電源（軽水小型炉）を市場投入していく。



次世代軽水炉



軽水小型炉

図 2 革新型軽水炉シリーズ

(1) 次世代軽水炉

次世代軽水炉は、地震・津波その他自然災害への対応、大型航空機衝突・テロ対策、シビアアクシデント対策等の世界最高水準の安全対策に加え、自然エネルギーとの共存等の社会ニーズを踏まえてプラント機能を向上させている。次世代軽水炉の主な特徴を表 1 に示す。

表 1 次世代軽水炉の主な特徴

特徴	内容
耐震性・津波耐性等の強化	福島第一原子力発電所事故の反省を踏まえ、国内の厳しい地震条件にも余裕を持った耐震設計、津波影響を受けないドライサイト設計を採用した。建屋頑健化や火山灰侵入防止対策等により、その他の外部事象（台風や火山等）に対する耐性についても大幅に強化している。
多重性・多様性等の強化	国内の新規制基準へ完全に適合した新しい安全設計の採用、多重性・多様性強化等により、世界最高水準の安全性、信頼性を実現する。
格納容器閉じ込め機能強化	鋼製格納容器と強靱化した外部遮蔽壁の 2 重構造の採用、コアキャッチャ等の最新技術の導入により、大型航空機衝突（Airplane Crash:APC）耐性や、最終障壁となる格納容器の閉じ込め機能を強化している。
放射性物質放出防止	万一の事故時対応として、格納容器中の空気から放射性希ガスを除去する放射性物質放出防止システムを導入し、周辺環境への放射性物質の大量放出を防止し、事故影響を発電所敷地内に限定する。
再生可能エネルギーとの共存	再生可能エネルギーとの共存性を高めるため、出力調整機能（周波数制御、負荷追従）を強化する。再生可能エネルギーの拡大に伴う夜間・荒天時等の出力変動や電力系統不安定化等の課題に対し、従来火力で対応していた系統安定化対策を原子力でも対応可能とする。

(2) 軽水小型炉

当社では、将来の多様化する社会ニーズに応じて小規模グリッド向け発電用軽水小型炉（～30 万 kW）や、離島向けモバイル電源・災害非常用電源などに適用する船舶搭載炉（～3 万 kW）への展開を見据えた軽水小型炉を自社技術で開発している。発電用軽水小型炉の特長として、自然循環冷却によって冷却材ポンプを不要とし、原子炉容器内に蒸気発生器等を内蔵する一体型原子炉を採用して主冷却材配管を削除することにより、原子炉冷却材喪失等の事故発生を原理的に排除している。また、事故時に動的機器を使用しないパッシブ安全システムの採用により安全性を向上させ、更に原子炉建屋を地下立地とすることによる航空機衝突等への耐性強化や、二重格納容器の採用により、放射性物質の閉じ込め機能を強化している。

軽水小型炉については、これまで国内 PWR24 基の設計・建設・保守を通じて培った三菱 PWR 技術をベースに、2000 年代から一体型モジュール炉（IMR）の開発を行い、自然循環冷却試験、安全システム検証試験等によって要素技術の実証を行ってきた。

3. 将来炉、核融合炉開発の取組み

(1) 高温ガス炉

高温ガス炉は、炉心溶融を起こさない固有の安全性と、900℃以上の超高温の核熱利用を特徴としており、カーボンフリーの高温熱源を利用した水素製造が可能である。

当社は、大量かつ安定的な水素供給を可能とする高温ガス炉プラントの開発に取り組んでいる。大量かつ安定的な水素製造を実現すれば、鉄鋼業界をはじめとした産業界（非電力分野）の脱炭素化に貢献することができる（製鉄の過程では大量の CO₂ が発生するが、鉄鋼業界では、将来的に水素還元製鉄への転換を目指した取組みが進められており、その実現には大量の水素が必要となる）。

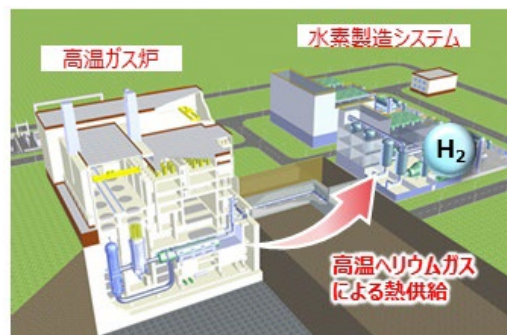


図3 高温ガス炉開発の取組み

(2) 高速炉

国は、核燃料サイクル政策の下、資源有効利用等の観点から引き続き、高速炉開発を推進していく方針を示している。高速炉サイクルの確立によって、長期的な原子力の活用、そしてカーボンニュートラルの維持に貢献することができる。

当社は、1970 年代から実験炉“常陽”、原型炉“もんじゅ”開発、建設等の国家プロジェクトに参画している。2007 年に国の高速炉開発の中核企業に選定されて以降、最も実績がある MOX 燃料ナトリウム冷却高速炉を念頭に、21 世紀半ば頃の高速炉運転開始を目標に開発を推進している。また、日仏や日米（Natrium 炉）など国際協力にも参画し、ここで得られる知見も活用して厳しい地震条件などを考慮した国内にも適用可能な日本独自のプラント概念を開発していく。



（経済産業省からの受託事業である“高速炉の国際協力等に関する技術開発”の成果を含みます）

図4 高速炉プラント概念（例）

(3) マイクロ炉

マイクロ炉は、一般的な小型炉よりも更にサイズ・出力レベルが小さい炉であり可搬性を備えている。当社では、送電網の整備されていない離島や僻地等での電源利用を目的とした、図5に示すポータブル原子炉（コンテナ内に収納可能）を開発中である。このマイクロ炉は、燃料交換が不要で長期間の遠隔自動運転、メンテナンスフリーを実現する。また高熱伝導体を用い液体の冷却材を用いない全固体原子炉であり、冷却材喪失のような液体の冷却材に起因する事故の原因を排除している。



図5 マイクロ炉の開発イメージ

(4) 核融合炉

2050年以降も見据えた長期的視野に立ち、恒久的な夢のエネルギー源である核融合炉の開発を世界の主要な先進国と共同（7極：日、EU、米、露、中、韓、印）で推進している。大型国際プロジェクトITER計画において、2026年のファーストプラズマに向けて、高度な詳細設計・製造技術を活かした主要機器の製造等を通じて引き続き貢献していく。更にITER計画に続いて、核融合実現に必要な原型炉概念設計等の活動にも参画中である。

4. まとめ

原子力は確立したカーボンフリーかつ大規模・安定電源であり、重要なベースロード電源である。2050年カーボンニュートラル達成に向け、将来に亘って原子力の活用が必須である。

当社は、既設プラントの再稼働支援/継続的な安全性向上に取り組むことで国民の信頼回復に努め、更に世界最高水準の安全性を実現する次世代軽水炉の実用化や将来の多様化する社会ニーズに応える分散型電源としての軽水小型炉により、カーボンニュートラルの実現に貢献していく。

更に、その先を見据えて、高温ガス炉、高速炉、マイクロ炉の開発や、核融合炉の実用化への挑戦を続けていく。

*Yurugi Kanzaki¹

¹Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Safety Division

[1G_PL] Concepts and issues of evaluation of measures against severe accidents

Chair: Akio Yamamoto (Nagoya Univ.)

Wed. Mar 16, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room G

[1G_PL01] Licensing review of equipment for severe accidents

*Naoki Amano¹ (1. NRA)

[1G_PL02] Outline of measures against severe accidents of BWR (Concepts and equipment)

*Kozo Murakami¹ (1. Chugoku Electric Power)

[1G_PL03] Outline of measures against severe accidents of PWR (Concepts and equipment)

*Kouki Matsuda¹ (1. KYUDEN)

[1G_PL04] Discussion

原子力安全部会セッション

シビアアクシデント対策などの評価の考え方と課題
Concepts and issues of evaluation of measures against severe accidents

(1) SA 設備の審査について

(1) Licensing review of equipment for severe accidents

*天野 直樹¹¹原子力規制庁

1. はじめに

本発表では、本企画セッションの議論のベースを揃えるため、SA 設備の審査（前提とする事象、想定する環境、機能喪失の判断基準等）がどのように DB 設備の審査と異なるかについて紹介する。

なお、本稿・本発表は筆者個人の意見を述べるものであり、所属する組織の見解を示すものではないことを予めお断りする。

2. SA 設備の審査

2-1. 前提とする事象

DB の審査では、基準規則の要求事項に基づき DB 設備を設置するなどの安全設計を行う必要がある。また、安全設計の妥当性を確認するため、安全評価を行う必要がある。安全評価では、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を想定した安全評価を実施し、基準規則に規定される判断基準を満足する必要がある。安全評価は、規則解釈において、旧原子力安全委員会の安全評価審査指針等に基づいて実施する旨を規定している。運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故において想定する事象や解析条件は、安全評価審査指針等に規定されている。

SA の審査では、基準規則の要求事項に基づき SA 設備を設置するなどのハード対策が求められる。また、重大事故等技術的能力基準に基づき、SA に対処するための手順の整備、訓練の実施及び体制の整備などのソフト対策が求められる。これらの SA 設備の設置（ハード対策）及び SA の手順、体制の整備（ソフト対策）等の SA 対策に有効性があることを確認するため、有効性評価を行い、規則解釈に規定される評価項目を満足する必要がある。有効性評価において想定する事故シーケンスについては、規則解釈に規定されている。なお、有効性評価については、審査ガイドが制定されており、この中で、評価手法、解析条件等が規定されている。

2-2. 想定する環境

DB 設備は、基準規則において、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件においてその機能を発揮することができるものでなければならないと規定されている。

SA 設備は、基準規則において、想定される SA 等が発生した場合における環境条件において SA に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであることと規定されている。

2-3. 機能喪失の判断基準

DB の安全評価において、解析上期待し得る緩和機能は、原則として、安全重要度分類の MS-1、MS-2 等の信頼性の高い設備としている。また、事故に対処するために必要な系統、機器について、解析の結果を最も厳しくする機器の単一故障を仮定した解析を行わなければならないとしている。なお、事象発生前から動作しており、発生後も引き続き動作する機器については、故障を仮定しなくてもよいとしている。

SA の有効性評価においては、審査ガイドにおいて、故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性が示された場合には、その機能を期待できると規定している。

*Naoki Amano¹¹Nuclear Regulation Authority

原子力安全部会セッション

シビアアクシデント対策などの評価の考え方と課題

Concepts and issues of evaluation of measures against severe accidents

(2) BWR の SA 対策の概要（考え方、設備）

(2) Outline of measures against severe accidents of BWR (Concepts and equipment)

*村上 幸三¹¹ 中国電力株式会社

1. はじめに

2011 年 3 月の東北地方太平洋沖地震により発生した過酷事故を踏まえて策定された新規規制基準の規定に基づき、シビアアクシデント対策の整備を進めている。

シビアアクシデント対策を立案するにあたっては、確率論的評価手法（PRA）等を用いて、発電所が重篤な事態になるシナリオ（事故シーケンスグループ）を複数選定し、各重要事故シーケンスに対して対策の有効性を評価した。

本稿では、整備を進めているシビアアクシデント対策の概要を紹介するとともに、その対策を検討するにあたって注意を要した事項について紹介する。

2. シビアアクシデント対策の概要

設計基準事故に対処するための設備である非常用炉心冷却系（ECCS）による炉心冷却機能や除熱機能等が喪失した場合においても、炉心損傷の防止や格納容器破損の防止が達成できるよう、シビアアクシデント対策の整備を行っている。

炉心損傷を防止するための設備の 1 つとして、ECCS のポンプ、電源及び水源等と独立した常設の代替炉心冷却設備を新たに整備した。これに加えて、車載ポンプにより炉心冷却が可能な可搬型の設備も配備している。

格納容器破損を防止するための設備では、崩壊熱を海へ逃がすための設備である残留熱除去系が機能喪失した場合において、代替で格納容器を除熱することが可能である格納容器循環冷却設備、それに加え放射性物質を低減した上で崩壊熱を大気中へ逃がすことが可能である格納容器圧力逃がし装置を新たに整備した。

3. アクシデントマネジメント上注意を要した事項

選定した事故シーケンスや格納容器破損モードに対して、対策を実施した場合の効果を計算プログラムによる解析により確認し、対策の有効性を評価している。解析では、最適評価手法の適用を基本とし、一定程度の保守性を確保した条件設定をしているが、解析コードや発生する物理現象等の不確かさを考慮して、更に厳しい状況を想定した感度解析も追加で実施している。

その結果、発生する頻度は非常に稀である事象や実機では発生する可能性が低い物理現象等も考慮することとし、このような状況においても炉心損傷防止や格納容器破損防止に対して有効となるハード及びソフト両面のシビアアクシデント対策を整備した。

*Kozo Murakami¹¹ Chugoku Electric Power co.,inc.

原子力安全部会セッション

シビアアクシデント対策などの評価の考え方と課題 Concepts and issues of evaluation of measures against severe accidents

(3) PWR の SA 対策の概要（考え方、設備）

(3) Outline of measures against severe accidents of PWR(Concept and equipment)

*松田 弘毅¹, 堺 光晴¹

¹九州電力

1. はじめに

シビアアクシデント（SA）対策については、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」という。）に基づいて設備、手順及び体制を整備し、その対策の有効性について解析コードによる解析等によって評価している。

有効性評価では、SA 事象の不確かさを考慮して、評価項目に対して余裕が小さくなるように評価条件を設定している。また、不確かさによって評価項目に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、感度解析等により影響を確認している。ここでは「水素燃焼」の SA 対策を例に、審査で議論となった項目や不確かさを踏まえた感度解析の内容について説明する。

2. 重大事故等への対処に係る有効性評価（川内「水素燃焼」の例）

2-1. 評価事故シーケンスの選定

有効性評価において想定する事故シーケンスは、確率論的リスク評価（PRA）の知見を活用して選定している。

想定すべき格納容器破損モードは、設置許可基準規則の解釈に基づいた必ず想定するモードのみであり、プラント個別に追加すべきモードはないことを PRA 結果に基づき確認している。

2-2. 全炉心 Zr-水反応割合の条件設定

Zr-水反応によって発生する水素発生量については、不確かさを考慮して、全炉心内の Zr 量の 75%が水と反応するように補正した条件を設定して評価している。

補正方法については審査での議論を踏まえ、解析コードの評価結果（図 1 の①）に基づき、炉心溶融開始（A 点）から全ての溶融炉心の原子炉容器外落下時点（B 点）までの期間、一定速度で増加する仮定としている。（図 1 の②）

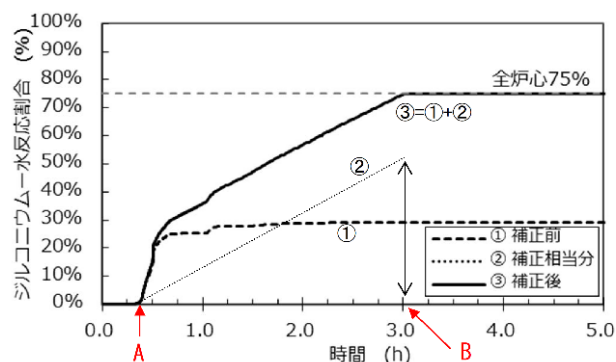


図 1 Zr-水反応割合の補正

2-3. 不確かさを踏まえた感度解析

評価事故シーケンスのベースケースで静的触媒式水素再結合装置（PAR）の有効性を確認するとともに（図 2）、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の不確かさや水素発生量の不確かさを踏まえた感度解析を実施し、原子炉格納容器（CV）の健全性が確保できることを確認している。

なお、水素低減対策設備としては、審査での議論を踏まえ PAR に加えイグナイタを追加で設置しており、表 1 のとおり SA 時に CV 内で水素が放出される箇所等を想定して配置している。イグナイタは、当初 SA 設備ではなく、自主設備との位置付けであったが、水素発生量や CV 内の水素の拡散混合に関する不確かさ等を考慮し、SA 設備として登録することに変更した。

イグナイトは初期に CV 内に大量発生する水素濃度のピークを抑える効果があり、図 3 のとおり PAR の効果と相まって SA 時の水素濃度を更に低減できることを確認している。また、水素が CV 頂部に滞留又は成層化する不確かさも考慮して、CV 頂部付近に 2 台（予備含む）追加設置している。

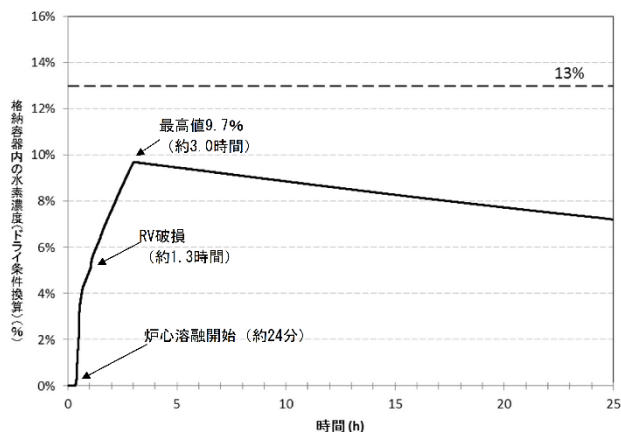


図 2 ベースケースでの CV 内の水素濃度
(全炉心 75%Zr-水反応量、PAR 考慮)

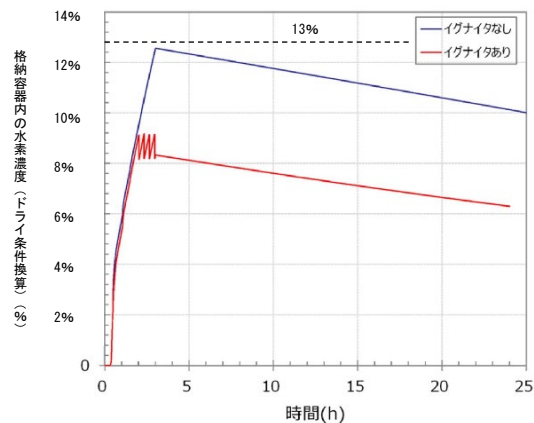


図 3 感度解析ケースでの CV 内の水素濃度
(全炉心 100%Zr-水反応量、PAR+イグナイト考慮)

表 1 イグナイト設置場所

イグナイト設置場所	水素放出の想定			設置 個数
	放出	隣接部又は 通過経路	想定事項	
加圧器逃がしタンク近傍	○		加圧器逃がしタンクラブチャードイスからの水素放出	1 個
ループ基礎室及びループ基礎室外周部		○	加圧器逃がしタンク近傍からの水素の流入	3 個
加圧器室	○		加圧器室内の破断口からの水素放出	1 個
加圧器室外上部		○	加圧器室からの水素流入 上部ドーム部への万一の水素蓄積	1 個
各ループ室	○		一次冷却材配管破断口からの水素放出	3 個
ICIS シンプル配管室入口扉近傍	○	○	ICIS シンプル配管室入口扉からの水素放出 加圧器逃がしタンク近傍からの水素流入	1 個
ICIS シンプル配管の CV 一般部から ICIS シンプル配管室への床貫通部近傍	○		ICIS コンジット床面貫通部からの水素放出	1 個
CV ドーム部の頂部付近			仮にこれらイグナイトにより処理できず、CV ドーム部に流入し頂部に滞留もしくは成層化した水素	2 個※

※ うち 1 個予備

3. まとめ

SA 事象は不確かさが大きいことから、評価事故シーケンスのベースケースに加え、不確かさによって有効性の評価項目に対する余裕が小さくなる場合には、感度解析等により影響を確認した上で、SA 対策を整備し有効性を確認している。「水素燃焼」の評価事故シーケンスにおいては、ベースケースでは PAR を SA 対策として整備することにより有効性を確認しているが、不確かさを踏まえてイグナイトを追加で整備した。また、SA 対策に加え、特定重大事故等対処施設としての水素濃度低減設備も新たに設置しており、更に水素濃度を低減することが可能である。

SA 事象の不確かさが精緻化されると設備面・運用面で発電所員の負担等の軽減につながり、それを更なる安全性向上のリソースとして使用することが期待される。

*Koki Matsuda¹ and Mitsuharu Sakai¹

¹Kyushu Electric Power Co.,Inc.

(Wed. Mar 16, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room G)

[1G_PL04] Discussion

Since the magnitude of uncertainties involved in phenomena in nuclear accidents differs between a design basis (DB) accident and a severe accident (SA), it is necessary to have different approach to facility design and the evaluation of the effectiveness of countermeasures. In this session, the regulator will explain how the review of SA facilities differs from that of DB facilities, and operators will introduce the concept and equipment of SA measures corresponding to the regulatory standards and voluntary measures.

Planning Lecture | Technical division and Network | Subcommittee of Human-Machine Systems Research [Co-organized by Risk Science and Technology Division]

[1H_PL] Human Reliability Analysis in PRA:Current Status and Issues

Chair: Makoto Takahashi (Tohoku Univ.)

Wed. Mar 16, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room H

[1H_PL01] HRA Issues for PRA Improvement

*Hiroshi Ujita^{1,2} (1. IESS, 2. AdvanceSoft)

[1H_PL02] Human Error Probability Evaluation using IDHEAS-G: Model Development and Issues

*Daisuke Takeda¹ (1. CRIEPI)

[1H_PL03] Development of a Human Reliability Data Collecting Method for HRA

*Naoko Hasegawa¹ (1. CRIEPI)

[1H_PL04] Panel Discussion

ヒューマン・マシン・システム部会セッション

PRA における人間信頼性解析の現状と課題-
Human Reliability Analysis in PRA: Current Status and Issues -

(1) PRA における HRA の課題

(1) HRA Issues for PRA Improvement

*氏田 博士¹¹環境安全学研究所、アドバンスソフト（株）

1. PRA における人間信頼性解析の重要性

確率論的リスク評価 (Probabilistic Risk Analysis, 以下 PRA) に関して主に技術的な内容について、学会誌で解説を行ってきた。連載第 1 回で、最も重要な技術的な課題として指摘されている人間信頼性解析 (Human Reliability Analysis, 以下 HRA) であるが、その内容が第 5 回まで解説されてきた PRA の「技術的」な側面とは大きく異なるために、PRA の中でもその扱いが難しくいまだに多くの課題が残っていると言わざるを得ない。以下、第 6 回の HRA の解説に従って説明すれば、HRA の目的は、PRA のイベントシーケンスに含まれる人間 (運転員) の行動の信頼性 (逆に捉えればエラー確率) を推定することである。PRA において人間は一つの機械的な「システム」として扱われ、一定の割合で「エラーを犯す」(故障する) 存在としてモデル化されている。原子力発電所においては通常操作時の自動化のレベルは他産業のプロセス系のシステムに比べて高いとは言えないが、異常発生時の安全系の動作に対しては高いレベルで自動化されていると考えることができる。しかしながら、シビアアクシデントの対応等においては、特定の条件が成立したときに運転員が行うことが期待される操作は依然として数多く残っており、運転員の操作の信頼性が最終的な炉心溶融確率 (CDF) に与える影響は少なくはなく、PRA の結果に対して HRA が寄与する割合は 60-80% 程度であると言われている。このように PRA の結果に対して非常に大きな寄与をしている HRA であるが、人間の挙動を扱うという意味で純粋な工学的なフレームワークとは異なる専門知識が要求されるため、現場での HRA を正しく理解して適用できる人材は極めて少ないのが現状である。

ここで予め強調しておく必要があることは、HRA に関する技術的な課題が解決さえすれば精度の高い人間信頼性の定量的な値を得ることができるわけではないという点である。PRA において CDF を決める主要要素となっている機器故障率に関しては、経験的なデータをより多く収集することで精度を高めることができる可能性はあるが、HRA のベースとなる人間の過誤率 (Human Error Probability, HEP) に関しては、人間が持つ本質的な多様性・ランダム性から不確実性を含むことを避けることはできない。信頼性工学の分野では機器故障率に関しては「バスタブモデル」等の故障発生モデルが提唱されているが、同様に人間が犯すエラーを説明するためのモデルとして「ヒューマンモデル」が提唱されている。しかしながら、このヒューマンモデルは定性的な人間の認知行動を説明するための「概念モデル」であり、工学的な意味での「機器故障」を説明するモデルとは全く異なるものである。

以上述べたように、工学システムにおける機器故障の発生とは本質的に異なる「人間のエラー」を PRA という一つの体系の中で扱うことの難しさは初期の PRA 研究者の間では共有されていたが、現在では PRA の中での HRA の重要性の認識は低いと言わざるを得ない。PRA の結果として得られるリスク情報に含まれる不確実性の大部分が HRA の結果の不確実性に起因するものである。不確実性があることを前提にしてリスク情報を活用することが、リスク情報に基づく意思決定 (Risk Informed Decision Making, RIDM) の考え方の基本であるが、そのためには HRA における分析手法に関しての十分な理解が必要である。

2. 人間信頼性解析の現状と研究開発動向

2-1. HRA の種類

米国の NRC では、およそ 300 種類の HRA のための認知モデル (観察-判断-意思決定の過程を説明する情

報処理のモデル))に関する網羅的なサーベイを実施している²⁾。このサーベイではマクロ認知モデル(人間挙動の全体を説明するモデル)とミクロ認知モデル(認知メカニズムを検知、認識、意思決定、行動、チームワークに分けてそれぞれを説明するモデル)に分類し評価を行っているが、どのモデルが良いかという判断はしていない。HCR・OREのモデルと実験手法の開発者の一人である Spurgin は 20 種類程度の HRA をタスク、コンテキスト(文脈、これまでの経緯や周囲の環境条件等の状況のこと)、時間に基づくモデルに分類しているが、これもまた優劣を比較するものではない³⁾。年代で見ると、タスクに基づく第1世代と、これまでコンテキスト(その中でも特に認知のメカニズム)に基づく第2世代に分けて特徴付けを行うことができる(時間依存のモデルは共通課題)。以上述べてきたように、人間信頼性解析手法のベースとなる様々なモデルが提案されてきたが、未だに「群盲象を評す」状態であり、ベストのモデルを一つ選べるような状況にはなっていないのが現状である。

2-2. HRA 手法の結果の比較

近年 HRA 手法としてよく使われている最新の手法である、8 種の認知メカニズムに共通のデシジョンツリーを使用する CBDTM (Cause-Based Decision Tree Method) を中心の手法とする EPRI 手法、EPRI と NRC が共同開発した(認知+操作)タスクの 14 種のクルー失敗モードに共通のデシジョンツリーを使用する IDHEAS (Integrated Human Event Analysis System) 手法、そして最も古いが未だによく用いられる THERP 手法の比較が行われている⁴⁾。この 3 つの手法で全く同じ事故シナリオを解析した結果の比較により、手法により捉えている認知のメカニズムが異なりその結果のエラー率の数値も大きく異なることが示されている。タイプの異なるシナリオを対象にした場合の結果も大幅に異なっていた。操作エラーの推定においても、THERP 手法では手順書ベースで個々の機器の操作を評価しているが、IDHEAS 手法ではタスク(一連の操作)の人間特性を評価しているため同じ事故時対応操作でも評価が異なる。

2-3. HRA 手法の結果と実験の比較

NRC と Halden による Comparison Study によると、HRA の結果は手法の計算結果だけでも実験結果だけでもさらにモデルと実験の結果の傾向比較でも、評価結果が大幅に異なること示されている⁵⁾。6 つの事故シナリオの計算結果を比較しているが、手法による計算結果のばらつきが 3 桁近くある。そのうち 3 つのシナリオでは実験との比較も示されているが、実験結果にも 3 桁ほどのばらつきがある。この結果は、人間の対応特性におけるコンテキスト依存性の大きさを適切に捉えられていないことが原因と考えられ、実験では認知過程とコンテキストのより深い理解が、モデルでは認知のメカニズムとコンテキストへの依存性を考慮した評価手法の開発の必要性が指摘できる。

2-4. 研究開発動向

人間信頼性解析の分野では、現状の解析評価技術の拡張、データ収集或いはデータベース構築、簡易手法の開発、外部事象への適用といった課題があると考えられる⁶⁾。

運転員の判断や操作等のタスクを見る THERP 等の第1世代、コンテキストを見る ATHEANA 等の第2世代の評価手法はほぼ確立している。加えて、最近、第2世代の考え方を取り入れた簡易手法として IDHEAS 等の第1.5世代の手法も開発されている。しかし、人間の認知メカニズム(対応の成否は認知のうち意思決定の要素に強く関係する)やコンテキストの依存性が、人間行動の成否を決定つけることが認識されてきており、タスク分析手法の確立が課題であり、これとリンクする形でのデータ収集も重要である、との指摘がある。

また、これまでの適用範囲(内的事象)に加えて、外的事象等(地震、津波、火災)、マルチユニット(マルチサイトも含む)PRA(MUPRA)、デジタル中央制御室(DMCR)への適用先拡大も検討されており、手法の拡張が進みつつある。今後とも国外新手法の調査を継続し国内適用を検討することが望まれる。但し、国外新手法の国内適用時には、国内の各サイトで訓練データを収集し、収集した国内データを用いることで精度向上を目指す必要がある。

3. 人間信頼性解析の課題

3-1. チームや組織の扱いを HRA に取り込む

米国の NRC による HRA のための認知モデルを網羅的にサーベイした（おおよそ 300 のモデル）中には、チームワークやコミュニケーションやリーダーシップの扱いも含まれている⁵⁾。NRC と日本の実験の認知過程（実行時間）の比較及び運転クルー応答（実行タスク数）の比較のための逃し安全弁開固着の時間応答曲線によれば、運転クルーの形態が HRA に大きく影響を及ぼすことが明らかになっている⁷⁾。この結果はチームや組織の信頼性解析の研究の必要性を示している。解析実現に向けたアプローチとしては第 2 世代 HRA と同様に、状況認識としてチームや組織の環境条件を評価し、チームや組織過誤に導くコンテキスト（TFC, OFC）を考慮することにより、その状況において最適な方策を採るという作業仮説をおくことで、チームや組織における個人の行動を予測できると考えられる。絶対的な合理性でなく、資源制約の下に入手しうる情報と知識に基づき得られる最善の合理性、制約された合理性における決断であると見なす。

深層防護の誤謬-安全文化の劣化-組織事故のリンクが重大事故の根底にあり、この要素を取り扱わないと PRA としてまた HRA として片手落ちだという認識がある。デビスベッセトラブルや JCO 事故、そして福島第一原発、さらには各種の隠蔽改竄の不祥事の背景を考えると避けては通れないテーマであり、今後議論すべき重要な課題である⁷⁾。

3-2. 安全への人間のポジティブな寄与

近年、安全の分野において Safety-II と呼ばれる考え方が注目を集めている。その中心となる考え方は人間はシステムが要求する定められた役割を果たすだけの存在ではなく、人間が適切に振る舞う事により「成功」がもたらされるという認識である。人間がシステムと相互作用しながら機能する社会技術システムが安全性を保ちながら機能して行くためには、人間の関与が決定的に重要だち考えている。従来の HRA の基本的なスタンスは、人間は過ちを犯す事が避けられない存在であり、システムの安全に負の影響を及ぼすだけの存在としてとらえているが、安全なシステム動作を実現させる上で人間は遥かに多くポジティブな寄与をしているということを評価すべきである。事故を防ぐ方向での「運転員の主体的な行動」は、必ずしも行うことを保証することはできないから、ヒューマンクレジットとして考慮しがたいという考え方もある。確かに「CDF の値はこのくらいである」ということを示すことは重要であるが、同時に人間のポジティブな寄与により「この程度の値までは減少させられる可能性がある」ということを示すことも重要なのではないだろうか。リスク情報の活用を考える場合、人間がエラーを犯すだけの存在とモデル化した場合の CDF をどのようにして減らすかという観点と並行して、人間のポジティブな寄与を広げることで CDF の値を更に減少させることを示すことも PRA の一つの役割と捉えるべきである⁷⁾と考える。

- 1) 高橋、氏田、良く分かるPRA～うまくリスクを使えるために～、第6回人間信頼性解析の現状、原子力学会誌、202.
- 2) U.S. Nuclear Regulatory Commission, Cognitive Basis for Human Reliability Analysis, NUREG-2114, 2016
- 3) アンソニー・J・スパージン, 人の間違いを評価する科学 -人間信頼性評価とは, 星雲社, 2013.
- 4) 氏田、人間信頼性評価データ収集、原子力学会 2019年春の年会、リスク部会/HMS部会 合同セッション「確率論的リスク評価における人間信頼性評価」.
- 5) U.S. Nuclear Regulatory Commission, The International HRA Empirical Study, Lessons Learned from Comparing HRA Methods Predictions to HAMMLAB Simulator Data, NUREG-2127, August 2014.
- 6) 日本原子力学会、「確率論的リスク評価の活用及び手法調査」 研究専門委員会 活動報告書、令和3年3月.
- 7) 氏田、柚原著、『システム安全学-文理融合の新たな専門知』2015. 9、海文堂出版 ISBN-13:978-4303729837.

*Hiroshi Ujita¹

¹Institute for Environmental and Safety Studies, AdvanceSoft Corporation

ヒューマン・マシン・システム部会セッション

PRA における人間信頼性解析の現状と課題
Human Reliability Analysis in PRA: Current Status and Issues

(2) IDHEAS-G を用いた人的過誤確率評価：モデルの開発と課題

(2) Human Error Probability Evaluation using IDHEAS-G: Model Development and Issues

*武田 大介¹, 桐本 順広¹, 早瀬 賢一¹, 野々瀬 晃平¹¹電力中央研究所

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故を契機に、確率論的リスク評価（probabilistic risk assessment: PRA）における技術向上の一環として、人間信頼性解析（human reliability analysis : HRA）には、過酷状況下でのタスク¹の人的過誤確率（human error probability : HEP）の評価が求められている。しかしながら、既存 HRA 手法の多くは中央制御室内での内的事象対応を評価対象としており、過酷状況下でのタスクを適切に評価できているとは必ずしも言えない。

このような状況の中、米国原子力規制委員会（Nuclear Regulatory Commission : NRC）は IDHEAS-G（The General Methodology of an Integrated Human Event Analysis System）を開発している[1]。IDHEAS-G は、原子力の任意のタスクで HRA を実施するための一般的方法論であり、内的事象に限らず、上述のような過酷状況下タスクへの適用も期待できる数少ない手法となっている。本稿では IDHEAS-G を紹介すると共に、IDHEAS-G を過酷状況下タスクに適用し HEP を評価するモデルを開発した結果の概要及び今後の課題を述べる。

2. IDHEAS-G の概要

IDHEAS-G では、人間の活動を複数のタスクとして捉え、タスクの失敗を認知失敗モード（cognitive failure mode : CFM）として設定する。次に、当該 CFM がどのような行動影響因子（performance influence factors : PIF）から影響を受けるかを評価・設定する。最後に、PIF の組み合わせ全てに対して HEP を設定することで、タスクを定量評価するモデルとする。図 1 にこの流れを示す。

モデル開発者が対象となるタスクの CFM を設定する際に参考となるものとして、IDHEAS-G では計 71 項目に及ぶ CFM のリストを整備している。モデル開発者は対象タスクの CFM を設定する際に、そのタスクの内容等に応じて、IDHEAS-G の CFM リストかまたは自身で独自に開発した CFMの中から、対象のタスクの CFM として適切なものを一つ以上設定する。PIF についても IDHEAS-G では 20 種、計 139 項目に及ぶリス

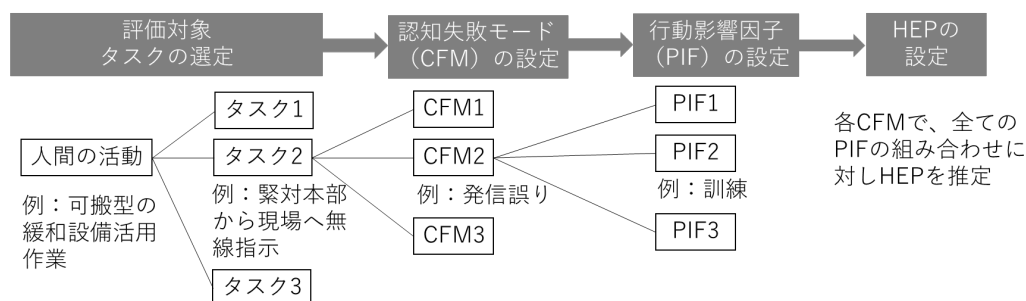


図 1 IDHEAS-G におけるタスクの評価モデル開発の流れ

¹ 地震や津波などの外的事象の影響を受けた環境下での屋外作業や、設計基準を超え安全バリアが喪失した状況下での作業、急速に悪化する状況下での作業、命の危険がある状況下での作業等

トを整備しており、モデル開発者はこれらの中から対象 CFM に寄与する PIF を必要分選ぶことができる。

評価対象となるタスクの CFM 及び PIF が設定された後は、該当する CFM における PIF の状態一式に対して、それぞれ HEP を設定し、定量化を行う。これについて、IDHEAS-G では、適切なヒューマンエラーデータ（例：ある CFM を伴うタスクの実施回数、ある PIF の状態一式に対するエラー数）が利用できる場合はそれを用い、適切なデータがない、または限られている場合は、複数の専門家の判断や意見を取り入れる専門家判断ワークショップにて HEP を推定することができるとしている。

3. IDHEAS-G を用いた HEP 評価モデルの開発

3-1. 評価対象とするタスク

過酷状況下では、発電所構内における緊急時対策本部とその外部（中央制御室や作業現場等）の間で行われる非対面での指示・報告タスクが想定されるが、既存の HRA 手法には本タスクの HEP を評価する方法がない。そこで、本稿では上記指示・報告タスクを評価対象とし、IDHEAS-G の考えに則り評価モデルを開発した。

3-2. CFM の設定

指示・報告タスクについて、IDHEAS-G では「決定が誤って伝達される」等の CFM が用意されていたが、これは伝達する側の失敗か、伝達される側のエラーかが不明であるため、本稿では伝達する側の CFM として「発信忘れ」「発信誤り」、伝達される側の CFM として「受信誤り」を設定することとした。

3-3. CFM に寄与する PIF の設定

各 CFM に寄与する PIF を設定するために、IDHEAS-G の PIF リストや他の文献の調査、総合防災訓練観察、及び HRA 実務者等が参加した専門家判断ワークショップによる議論を実施した。その結果、「発信誤りの可能性がある対象の有無」等の既存 HRA 手法の類似 CFM にはない本状況独自のものを含む合計 14 の PIF を設定した。その一部を表 1 示す。

3-4. HEP 評価のためのディシジョンツリーの作成と HEP 推定

PIF の影響を 2 択（YES/NO 等）で評価する基準を整備した（図 1 下半部）。全 PIF の影響の組み合わせを表現するため、各 PIF の影響（2 択）を分岐とするディシジョンツリーを CFM 毎に作成し、専門家判断ワークショップを再度開催し、全ての終端に対して HEP の推定を行った（図 1 上半部）。

これらのディシジョンツリーを使い、PIF の分岐を評価対象の状況に合わせて評価していくことで、「発信忘れ」「発信誤り」「受信誤り」の HEP 評価が可能となった。

表 1 CFM「発信誤り」に寄与する PIF （一部）

PIF	発信誤りが発生する可能性のある対象の有無	作業負荷	訓練	コミュニケーション ルールの徹底	リカバリーの 可能性
内容	■発信誤りが発生する可能性のある対象・設備・作業等が指示もしくは報告内容に含まれているか	■コミュニケーションの実行中に頻繁なまたは長時間の中断が入るか ■コミュニケーション時に、注意散漫の原因となり得る別のタスクが存在するか 等	■伝達内容（例：指示や報告の内容）が未経験のもの、または習熟していない内容である（訓練等で未経験の内容、予想していない内容など） 等	■訓練でコミュニケーション時に、コミュニケーションを確実にするために手順書や図面等を適切に用いることができていないか、または不十分である 等	■発信誤りに対して、指示系統上の関係者等、発信側の周囲の職員からの指摘が期待できるか 等

PIF	発信誤りが発生する可能性のある対象の有無	作業負荷	訓練	コミュニケーション ルールの徹底	リカバリーの 可能性	HEP 平均値
分岐 の 判断	YES	HIGH	POOR	POOR	POOR	4.31E-02
				GOOD	GOOD	1.44E-02
				POOR	POOR	7.34E-03
				GOOD	GOOD	1.70E-03
	NO	LOW	GOOD	POOR	POOR	6.67E-03
				GOOD	GOOD	1.18E-03
				POOR	POOR	8.19E-04
				GOOD	GOOD	1.40E-04
分岐 の 判断	表1に示す同PIFの内容に当てはまる場合は[YES]、ない場合は[NO]の分岐をたどる	表1に示す同PIFの内容の一つでも当てはまる場合は[HIGH]、それ以外なら[LOW]の分岐をたどる	表1に示す同PIFの内容のいずれかに当てはまる場合は[POOR]、それ以外は[GOOD]の分岐をたどる	表1に示す同PIFの内容のいずれかに当てはまる場合は[POOR]、それ以外は[GOOD]の分岐をたどる	表1に示す同PIFの内容のいずれかに当てはまる場合は[GOOD]、そうでなければ[POOR]の分岐をたどる	

図1 CFM「発信誤り」のディシジョンツリー及びHEP推定結果（一部）

4. IDHEAS-G を用いた HEP 評価モデル開発における課題

4-1. タスクの CFM の設定について

合計 69 種類にもものぼる IDHEAS-G の CFM リストの中には、例えば「不適切なメンタルモデルが選択される」等、意味が分かりにくい CFM も存在する。CFM はモデル開発者のみならず、それを用いてタスクを評価する HRA 関係者や現場関係者がその意味を理解し用いることが必要であるため、現場に受け入れられるよう分かりやすい CFM を設定する必要がある。

また、タスクに必要な CFM をどの程度設定すればよいのかも検討すべき課題と考える。CFM が多過ぎると評価に非常に労力がかかってしまうが、少な過ぎると異なるタイプの CFM を一緒に取り扱うことになり、現実を適切に反映した評価やエラーへの対策の検討が難しくなる懸念がある。

4-2. 現実をより適切に反映した PIF の設定

IDHEAS-G では PIF 設定の際の参考として PIF リストも整備しているが、設定した CFM にどのような PIF が影響するかをより適切にするためには、その PIF リストから選択するのみでは不十分な可能性がある。適切な PIF 設定のためには、実際のタスク実行に詳しい現場関係者への聞き取り調査や、PIF に詳しい認知心理学者等を交えた専門家判断ワークショップを実施する等、相応の労力が必要になる。そのため、PIF に関する情報を効率的かつ適切に得るための方法が今後必要と考える。

5. 結言

本稿では、過酷状況下タスクへの適用も期待できる、原子力の任意のタスクで HRA を実施するための一般的方法論である IDHEAS-G の概要を紹介すると共に、IDHEAS-G を用いた HEP 評価モデルの開発と今後の課題について述べた。HEP 評価モデルの開発には相応の労力が必要であり、より適切なタスクの評価モデル開発のためには、タスクに纏わる情報をいかに効率的かつ網羅的に収集できるかが重要である。

参考文献

[1] US NRC. “The General Methodology of an Integrated Human Event Analysis System (IDHEAS-G)”. NUREG-2198. 2021.

*Daisuke Takeda¹, Kunihide Sasou¹, Yukihiro Kirimoto¹, Kenichi Hayase¹, Kohei Nonose¹

¹Central Research Institute of Electric Power Industry.

ヒューマン・マシン・システム部会セッション

PRA における人間信頼性解析の現状と課題
Human Reliability Analysis in PRA: Current Status and Issues

(3) HRA のための人間信頼性データ収集方法の開発

(3) Development of a Human Reliability Data Collecting Method for HRA

*長谷川 尚子¹, 桐本 順広¹, 佐相 邦英¹¹電力中央研究所

1. 人間信頼性データ収集の必要性

確率論的リスク評価 (probabilistic risk assessment : PRA) に代表される安全性評価アプローチは、原子力プラントの設計を超えるような事故における不確実さの要素を考慮することで、従来の安全確保の取り組みを、より強固にする役割を担う。原子力事業者が行う安全性向上評価では、最新知見を反映した PRA の実施が求められ、PRA モデルの高度化 (例えば PRA 標準規格への適合確認や、国際的な先行事例に基づく専門家レビューの実施など) および入力パラメータの高度化 (例えば機器故障率などのパラメータ推定におけるデータの精緻化) によって、PRA の質の向上が図られている。

原子力プラントの PRA の評価結果に極めて重要な影響を及ぼすのが、プラント運転員や作業員による人的過誤である。PRA において人間があるタスクに失敗する確率、すなわち人的過誤確率 (human error probability : HEP) の評価を行うにあたっては、人間信頼性解析 (human reliability analysis : HRA) が用いられる。上述の PRA と同様、HRA においてもその質の向上のため、モデルの高度化 (例えば過酷事象状況下における HRA 分析モデルの整備) および人間の振る舞いの信頼性に関するデータ (以下、人間信頼性データ) の収集による入力パラメータの高度化が求められている。

2. 人間信頼性データ収集の必要性と課題

わが国の原子力事業者では、人間の認知・診断過程の HEP 評価の手法として CBDT 手法 (the Cause-Based Decision Tree) [1], 操作実行過程の HEP 評価手法として THERP 手法 (Technique for Human Error Rate Prediction) [2] が多用されている。両手法とも、想定されるエラーごとに nominal HEP が既定されており、CBDT 手法ではエラーの種類 (例えば注意の失敗) ごとに 68 種類の nominal HEP が、THERP 手法ではインタフェースの様相を踏まえて想定された約 100 種類のエラーに対する nominal HEP が整備されている。あるタスクを実施するときの HEP は、この nominal HEP を利用して算出される。

しかしこれらの nominal HEP は、わが国の原子力事業者の実状に合っていない可能性がある。これらの nominal HEP の大半が欧米のエキスパートジャッジか他産業の人間信頼性データ (現実場面や訓練場面での人間の振る舞いおよびヒューマンエラーの件数や発生確率などに関するデータ) に基づいているためである [3]。また、THERP 手法は 1960 年代に開発されたため、制御盤等の高度化されたインタフェースに対応する nominal HEP が存在しない点も問題として挙げられる [4]。HRA の入力パラメータの高度化のためには、わが国の実状を反映した nominal HEP を整備する必要がある。

しかしながら、人間信頼性データ収集には大きく 2 つの課題がある。一つは、人間があるタスクを行う際に置かれている状況に関する情報も収集する必要性である。タスク実施者の判断や行動は、タスク実施時の状況 (時間的余裕の無さ、手順書の有無など)、実施者を取り巻く物理的環境 (作業場所の暗さ、暑さなど) および社会的環境 (作業チームの構成、チーム内のコミュニケーション、組織文化など) に大きく影響される。人間の信頼性を規定するこのような要因は、HRA において「文脈 (context)」と呼ばれ、昨今では文脈を重視した人間信頼性評価を行う手法が HRA 手法の主流となりつつある (例えば CREAM, IDHEAS など)。タスクの失敗/成功情報だけでなく文脈情報も含めたデータ収集とは、例えば「タスク A 実施時に発生したエラー」ではなく、「手順書が整備されているタスク A を、暗い作業場所で行った際に発生したエラー」と

いうデータとして収集することに相当する。

このような文脈情報も併せたデータの収集は、プラント運転時は無論、訓練場面においても困難が伴う。これまでもプラント運転時の人的過誤事象の事象報告に基づくデータベース（CAHR など）の開発が試みられたが、文脈情報の記載が少なく、HEP 推定に利用可能な報告数に至らない[5]といった点が指摘された。より多くのデータを収集するため、最近では運転訓練シミュレータを用いた訓練時にデータを収集する手法が開発されている（例えば SACADA[6]や HuREX[3]）。これらの手法では、文脈情報として 90 種類程度の要因の有無や程度に関する情報を収集するため、データ収集に過大な負担が生じる懸念がある。当然のことながらデータ収集者には、これらの文脈要因の有無を判別する知識や経験、能力が必要となる。

二つめの課題は、人間信頼性データから HEP を求めるために、エラーが発生した回数だけでなく、エラーを発生させずにタスクに成功した回数もデータとして収集する必要性である。エラー発生回数とエラー無発生回数を合計した数値が HEP の分母に相当する。CBDT 手法や THERP 手法で既定されている nominal HEP を更新するには、この分母に相当する数、すなわち「エラーが発生する機会が何回あったのか」を明らかにしなければならない。例えば THERP 手法では「アナログメータから値を読み取る」「スイッチを操作する」といった各行為に対して nominal HEP が整備されているため、あるタスクの実施時にこのような行為が何回行われたかを運転員らの行動観察から求める必要があるが、これはたやすいことではない。

3. HRA のための人間信頼性データ収集方法の開発

わが国の原子力事業者では CBDT 手法および THERP 手法が多用されている現状を踏まえると、HRA における入力パラメータの高度化にあたっては、両手法の nominal HEP を我が国の実状に合わせて見直すことが必要となる。筆者らは、CBDT 手法および THERP 手法にて HRA を実施したタスクをシミュレータ訓練で実施した際の失敗／成功情報をデータとして収集し、このデータに基づいて nominal HEP を更新する方法を開発した[4]。HRA が実施されているタスクを対象とするため、当該タスクの文脈に関するデータは HRA 実施時に収集済みであり、データ収集時に改めて集める必要はない。また、認知・診断が行われた回数は、当該タスクをシミュレータ訓練で実施した回数に相当し、操作実施の回数については HRA を実施した段階で必要な行為等が書き起こされていることから、この情報が利用できる。本稿では、開発したデータ収集手法および nominal HEP の更新方法の概要を紹介する。

CBDT 手法および THERP 手法を用いて HRA を実施する際には、①ある特定のタスクに対する認知・診断過程および実行過程の各ステップ（タスクの決定・実施に必要な一連の手順）で発生が予想されるエラー要素（エラーの種類）の整理、および②各ステップにおける文脈要因（performance shaping factor: PSF）の評価を行う。CBDT 手法の PSF には作業負荷の高低や警報装置の有無など、THERP 手法の PSF にはストレスの高低がある。次に各ステップにおいて、先行ステップとの関連性（従属性と呼ぶ。認知・診断過程にはそれに先行するステップが存在しないため、当該の認知・診断過程とリカバリーとの関連性を指す。）およびリカバリーの失敗確率を考慮し、ステップごとの HEP を算出する。すなわち下式のとおりである。

$$\text{HEP} = \text{nominal HEP} \times S \times R \times D$$

ここで S とはストレス係数、R とはリカバリーに失敗する確率、D とは従属性による調整係数である。

この分析の仕組みを利用し、以下のようにデータを収集して nominal HEP の更新を行う（図 1）。

(1) データ入力用のシート（HRA ステップ表）の作成

HRA 実施時に認知・診断過程および実行過程の各ステップで発生すると予想したエラー要素を、ステップごとに整理したデータ入力用シート（HRA ステップ表）を作成する。

(2) 対象タスクが含まれる事故シナリオの訓練における観察

運転訓練シミュレータを用い、HRA を実施したタスクが必要となる事故シナリオにて訓練を行う。訓練中、当該タスク実施時にエラーが観察されたら、訓練後の振り返りで聞き取りを行い、エラーが発生したステッ

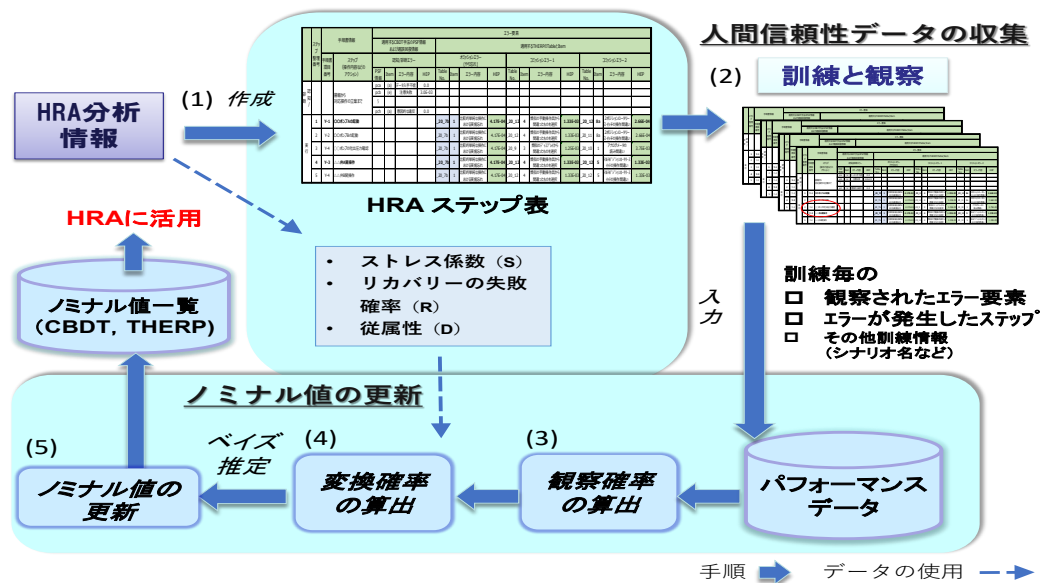


図1 人間信頼性データ収集および nominal HEP 更新のためのフレームワーク [4]より一部改変

ブとエラー要素を同定する。

(3) 観察確率の算出

対象タスクの訓練を複数回実施する中で観察されたエラー回数を各ステップのエラー要素ごとに集計し、訓練回数で除す。これにより、訓練時のエラー発生確率（観察確率）が算出される。

(4) 変換確率の算出

事故シナリオの訓練を実施中の運転員はストレスや従属性などの影響を受けているため、nominal HEP よりも高い確率でエラーが観察されるはずである。そこでそれぞれの HRA 手法で設定された、ストレス係数等が含まれた HEP の算出式を利用して、文脈の影響を排除したエラー確率（変換確率）を算出する。すなわち下式のとおりである。

$$c\text{-HEP} = \frac{o\text{-HEP}}{S \times R \times D}$$

ここで c-HEP とは変換確率、o-HEP とは観察確率である。

(5) ベイズ推定による nominal HEP の更新

試行回数と変換確率から求められるエラー数を観測データとし、各 HRA 手法における既存の nominal HEP を事前情報とするベイズ推定を用いて、エラー要素ごとに nominal HEP を更新する。

原子力事業者にて上記のデータ収集を簡便に行えるよう、筆者らは、Microsoft Excel がインストールされた Windows マシンで作動する人間信頼性データベースシステムを開発した。本システムを用いれば、上記の(2)以外はシステム上で実施できる。

4. 人間信頼性データ収集上の留意点

3.で述べた方法では、データ収集者が文脈情報のデータを収集する必要がないため、データ収集の負担は SACADA や HuREX と比較すると格段に少なく済む。また、訓練シナリオの始めから終わりまで通してデータ収集を行う必要はなく、HRA で実施したタスクが実施される部分だけで良いため、タスク実施時にエラーが発生しても訓練後にはその部分だけを振り返り、エラー要素等を同定すればよい。一方、HRA 実施時に想定した状況と同様の状況下でデータを収集する必要があるため、データ収集時には主に以下の点に留意が必要である。

(1) 可能であれば HRA や PRA を実施した事故シナリオを訓練でそのまま実演した際のデータを収集する

HRA 実施時に想定したストレスレベルと異なる状況下で当該タスクを実施した際のデータを収集すると、変換確率の算出時に異なるストレス係数の状況下のデータが混ざることとなり、期待された値が得られない可能性がある。

(2) HRA 実施時に想定した熟達度の運転チームで訓練を実施する

熟達度の低い運転員の初期訓練でデータを収集すると、観察確率は高値になると予想される。そのため、このようなデータを nominal HEP の更新に用いるのは相応しくない。

(3) データ収集者は当該タスクの失敗と成功を判定できる者が担う

事故シナリオによっては、複数タスクを同時並行で実施する場面が出現し、HRA 実施時に想定していたステップどおりに進まないケースもありうる（例えば、行為が予定されていたタイミングよりも多少遅れて実施されるなど）。その場合、プラントに悪影響を及ぼさない時点までに当該タスクを完了させられれば成功とみなすが、プラント運転に熟達したデータ収集者でなければその判定が難しい可能性もある。例えば訓練インストラクターや、ある程度の運転経験を保有する者であればデータ収集を行えるだろう。

(4) エラー発生時には訓練直後に当事者から話を聞き、エラー要素を同定する

訓練直後でないと当事者の記憶があいまいとなり、データの精度が低下する。特に留意したいのは、実行過程のエラーとして観察されても、実際にはそれより前のステップもしくは認知・診断過程で発生したエラーが後のステップで顕在化したケースである。この場合には、当事者に HRA ステップ表を見せ、観察されたステップでのエラーだったのか、あるいはそれより前の段階でのエラーだったのかを聞き取りによって明らかにする必要がある。訓練時の録画でエラーを発見できたとしてもこの聞き取りができないため、エラーの観察は訓練時に行い、エラー発生時には訓練直後に当事者から話を聞くことが望ましい。

nominal HEP は、 10^{-3} オーダーの数字である。つまり理論上は、エラーが発生するのは 1,000 回のうち 10 回未満（9 回以下）であり、そのようなエラーを観察するにはエラーなしの行為を 991 回以上観察する必要がある。このような取組みを行わなければ、わが国の実態を反映させた HEP の推定は不可能であるため、筆者らが開発した手法ではベイズ推定を取り入れ、比較的少ない回数での nominal HEP の更新を可能とした。また、HRA の実施結果を活用することで、運転員らの全行為を観察する必要性はなくなり、エラーが発生した時に聞き取りをするだけでデータ収集が可能となった。発生したエラーについて振り返ることは運転技能の向上にも役立ち、継続的なデータ収集は運転員の力量の確認にもつながる。PRA の評価結果から重要なタスクが特定できれば、訓練の重点化につながる可能性もある。運転訓練と HRA の連携によって、リスク情報の包括的な活用にも貢献できると考えられる。

参考文献

- [1] EPRI, “Fire human reliability analysis guidelines,” EPRI 1023001 (NUREG-1921) EPRI/NRC-RES Final Report (2012).
- [2] US Nuclear Regulatory Committee (NRC), “Handbook of human reliability analysis with emphasis on nuclear power plant applications,” NUREG/CR-1278 Final Report (1983).
- [3] W. Jung, J. Park, Y. Kim, S. Y. Choi, S. Kim, “HuREX - A framework of HRA data collection from simulators in nuclear power plants.” *Reliability Engineering and System Safety*, **194**, 106235 <https://doi.org/10.1016/j.ress.2018.07.036> (2020).
- [4] 桐本順広・佐相邦英・長谷川尚子・長坂彰彦 “人間信頼性データベースの開発” 電力中央研究所報告 O19008 (2020).
- [5] W. Preischl, M. Hellmich, “Human error probabilities from operational experience of German nuclear power plants.” *Reliability Engineering and System Safety*, **109**, 150-159 (2013).
- [6] Y. J. Chang, D. Bley, L. Criscione, B. Kirwan, A. Mosleh, T. Madary, R. Nowell, R. Richards, E. M. Roth, S. Sieben, A. Zoulis, “The SACADA database for human reliability and human performance,” *Reliability Engineering and System Safety*, **125**, 117-133 (2014).

*Naoko Hasegawa¹, Yukihiro Kirimoto¹, and Kunihide Sasou¹

¹Central Research Institute of Electric Power Industry.

(Wed. Mar 16, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room H)

[1H_PL04] Panel Discussion

リスク情報を活用した安全性の向上は重要な課題であるが、そのベースとなる確率論的リスク評価（PRA）における人間信頼性評価（HRA）の問題に関しては、ヒューマンファクタ的な視点からの検討が不足していると言わざるを得ません。本セッションでは、最初にPRAにおけるHRAの課題を整理し、実践的なHRA解析を行っている観点からご講演を頂き、今後のPRAにおけるHRA研究の必要性について議論を行う予定です。PRAを実践的に現場において行っていて、人間信頼性評価の問題に取り組んでいる事業者の方に是非参加して頂き、議論に参加して頂きたいと思います。

Planning Lecture | Joint Session | Nuclear Fuel Division, Computational Science and Engineering Division

[1I_PL] Application of numerical simulation technology to the development of nuclear fuels

Chair: Isamu Sato (TCU)

Wed. Mar 16, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room I

[1I_PL01] Status of LWR Fuel Model Development of the Open Source Fuel Performance Code FEMAXI-8

*Yutaka Udagawa¹ (1. JAEA)

[1I_PL02] Development of irradiation behavior simulation for fast reactor MOX fuels

*Takayuki Ozawa¹ (1. JAEA)

[1I_PL03] Current status and future prospect of molecular simulations for structural materials

*Taira Okita¹ (1. Utokyo)

[1I_PL04] Computational science studies on the physical properties of nuclear fuel materials

*Hiroki Nakamura¹ (1. JAEA)

核燃料部会・計算科学技術部会セッション

核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用

Application of numerical simulation technology to the development of nuclear fuels

(1) 公開燃料コード FEMAXI-8 における軽水炉燃料挙動モデル整備の現状と課題

(1) Status of LWR Fuel Model Development of the Open Source Fuel Performance Code FEMAXI-8

*宇田川 豊¹¹ 日本原子力研究開発機構

1. 概要

軽水炉燃料の照射挙動解析モデルについて、JAEA が開発する国産/公開コードである FEMAXI を例に、近年の改良及び検証の状況、並びに開発方針を紹介する。これらを踏まえ今後取り組みが必要な課題を整理し、この中で期待される計算科学的手法の寄与について述べ、セッションでの議論に供する。

2. FEMAXI-8 開発と照射試験データベースによる検証

核燃料や燃料被覆管のふるまいに係る研究で得られた知見やデータは燃料挙動解析コードに「モデル」として集約され、長期の照射に伴う燃料の構成要素に生じる諸々の変化/現象やそのフィードバックが燃料の健全性に及ぼす影響を把握する手段として、燃料設計や安全評価に活用される。2019 年に公開した燃料挙動解析コード FEMAXI-8 の開発では、諸要素モデルの改良や機能拡充に加え、より幅広いユーザにとって利用しやすい評価ツールとなるよう、一定の信頼性が確認されたモデルセット（標準解析条件）を併せて提供した（図 1）^{1,2)}。これは、別途整備した軽水炉燃料の照射試験データベース（DB）とコード検証システムを使った総合的な性能評価を通じて実現したものである。

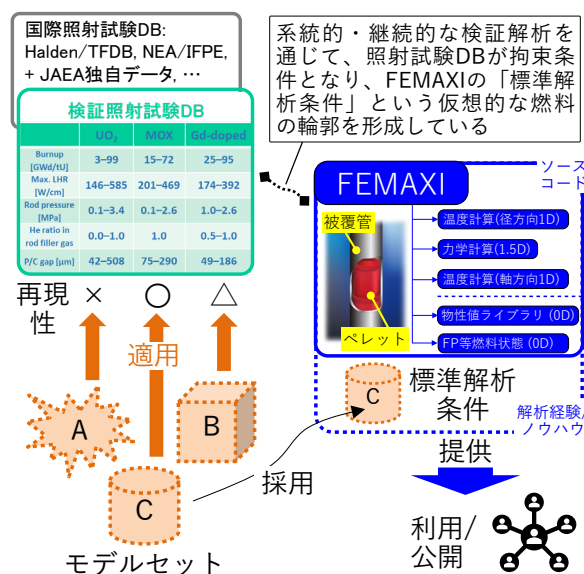


図 1 照射試験 DB と燃料コード開発の関係

3. 開発の方向性と計算科学的手法に期待される役割

上述の標準解析条件に代表される現行の照射挙動解析モデルは、要素モデルを集約すれば自ずと良好な予測性能が得られるものではない。図 1 に採否の過程を示すように、要素モデル毎の物理パラメータや経験パラメータ、またモデル同士の組み合わせは、蓄積された照射試験の知見に照らし合わせて取捨されており、ある標準解析条件は、これら経験的な要素の集合といえる。今後は、引き続きモデル開発の拘束条件として照射試験 DB を拡充する他、解析が含む不確かさ把握への照射試験 DB 活用、また機構論的モデルへの置き換えを段階的に進めることが、諸条件下の燃料挙動をより高い信頼度で評価するために必要である。特に、実用化が期待される事故耐性燃料については、照射試験データの新規取得が限定的な状況が続けば、その挙動評価はこれまでに蓄積された UO_2 /ジルカロイ燃料挙動の知見/モデルに依拠するところが大きくなるため、前述のような信頼性向上の取り組みは一層重要となる。モデル高度化の基礎となる現象解釈に関し、講演では、事故条件下で問題となる燃料ペレット粒界分離現象のモデル化に有効な知見を与えている MD 研究の例を紹介する。事故模擬実験 DB の解析から見積もられる粒界結合力は MD 予測等に比して小さく、照射の影響が指摘されている。このように、実験データを補完し、モデリングの妥当性を検証する手段として、照射効果や熱過渡の微視的シミュレーション、そのツールとしての計算科学的手法の寄与が期待される。

参考文献 1) 宇田川 他, JAEA-Data/Code 2018-016 2) 宇田川, ATOMOS 2020 年 10 月号

*Yutaka Udagawa¹¹Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

核燃料部会・計算科学技術部会セッション

核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用

Application of numerical simulation technology to the development of nuclear fuels

(2) 高速炉 MOX 燃料挙動のシミュレーション解析技術開発

(2) Development of irradiation behavior simulation for fast reactor MOX fuels

*小澤 隆之¹, 生澤 佳久¹, 廣岡 瞬¹, 加藤 正人¹Stephen Novascone², Pavel Medvedev²¹ 日本原子力研究開発機構, ² アイダホ国立研究所

1. 緒言

高速炉 MOX 燃料は比較的高線出力で高燃焼度までの条件下で照射されることから、そのふるまいは 2,000K を超える高温での物性や FP 蓄積及び高速中性子照射による影響を受ける。しかしながら、高温における燃料物性データの測定及びその評価は難しく、また、実際の照射試験で MOX 燃料の照射挙動を評価するためには多くのコストと期間が必要である。このため、JAEA では、燃料物性研究やこれまでの照射試験で得られた知見に基づき、日米 CNWG 協力の下、アイダホ国立研究所 (INL) と共同で高速炉 MOX 燃料の照射挙動を多次元でシミュレーション解析する計算コードを開発している。ここでは、これまで開発してきた高速炉 MOX 燃料照射挙動シミュレーション解析技術の現状と今後の開発課題について述べる。

2. 燃料物性及び解析モデル

高速炉 MOX 燃料の代表的な照射挙動である燃料組織変化は、MOX 燃料ペレットの径方向に生じる急激な温度勾配による、製造時にペレット内に存在する気泡（ポア）内での燃料蒸気種の蒸発－凝固メカニズムによって生じることが知られている。このポア移動に及ぼす燃料組成（Pu 含有率、MA 含有率、O/M 比）の影響を再現するため、燃料物性研究において酸素ポテンシャル及び蒸気圧の燃料組成依存性を評価した。酸素ポテンシャルの O/M 比依存性及び燃料蒸気種蒸気圧の O/M 比依存性を、それぞれ図 1 及び図 2 に示すが、MOX 及び Am 含有 MOX の測定データに基づき、酸素ポテンシャルを Pu 含有率、Am 含有率及び O/M 比の関数として定式化した[2]。また、燃料蒸気種の蒸気圧を Rand-Markin モデル[3]に基づき、燃料組成に応じた蒸気圧を計算するモジュールを開発した[4]。燃料組織変化は、次式の移流拡散方程式を解くことで径方向燃料密度分布が得られ、質量保存則に基づき、中心空孔径が計算される。

$$\frac{\partial p}{\partial t} + \nabla \cdot [(1-p)p\vec{v} - v\nabla p] = 0$$

ここで、 p : 燃料密度、 $\vec{v}$: ポア移動速度、 v : 有効拡散係数である。また、ポア移動速度 $\vec{v}$ は次式によって、分子体積 Ω 、相互拡散係数 D_{12} 、蒸気圧 P 及び温度 T から計算される。

$$\vec{v} = \Omega \cdot D_{12} \frac{d}{dT} \left(\frac{P}{kT} \right) \cdot \nabla T$$

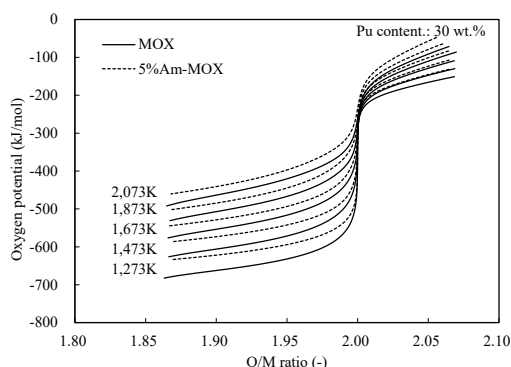


図 1 酸素ポテンシャルの O/M 比依存性[1]

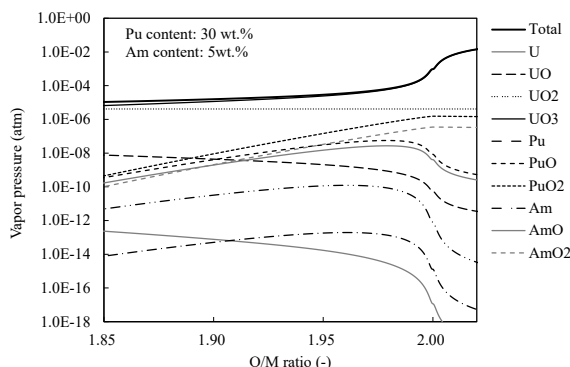


図 2 燃料蒸気種蒸気圧の O/M 比依存性

この蒸気圧 P に、燃料組成に応じた酸素ポテンシャル及び燃料蒸気種の蒸気圧を適用することで燃料組成の違いによる燃料組織変化挙動の差異を評価することができる。

3. シミュレーション解析技術開発

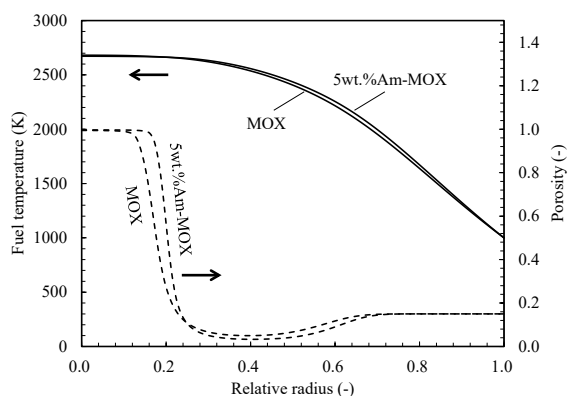
3-1. 多次元燃料挙動解析コード開発

これまで国内外の高速炉で実施してきた高速炉 MOX 燃料の照射試験で得られている照射挙動に係る知見に基づき、日米 CNWG 協力の下、INL と共同で多次元燃料挙動解析コードの開発を進めている。金属燃料や軽水炉 UO_2 燃料を対象に INL で開発してきている多次元燃料挙動解析コード BISON に、JAEA が独自に開発してきた高速炉 MOX 燃料の物性や照射挙動解析モデルを導入することにより、高速炉 MOX 燃料を対象とする多次元燃料挙動解析コード BISON-MOX(Okami)を開発している。本解析コードの開発は、主に熱的解析機能を整備する Phase 1 と機械的解析機能を整備する Phase 2 で進める計画としており、これまで熱的解析機能の整備として燃料温度計算に関する燃料熱伝導度と燃料組織変化に関する酸素ポテンシャル・蒸気圧モデル及びポア移動モデルを導入し、図 3 に示すような燃料組織変化挙動に対する燃料 O/M 比等の燃料組成の影響を多次元で解析することができている。ここで、BISON-MOX(Okami)での有限要素法解析に対応するため、径方向燃料密度分布と発熱量の相関を考慮するとともに、温度勾配に沿ったポア移動は気孔率 0~100%の範囲内において発生することとした。図 3(a)に示したように、Am 含有 MOX と MOX では、Am 含有の影響として燃料熱伝導度の低下による燃料温度の上昇に加え酸素ポテンシャル増加に伴う蒸気圧の上昇により、Am 含有 MOX において径方向ポア移動は促進される。また、燃料 O/M 比については、図 3(b)に示したように、O/M 比の増加により燃料熱伝導度は改善されるため、O/M 比増加に伴い燃料温度は低下するが、O/M 比 2.00 では、蒸気圧が顕著に増加することから径方向ポア移動はより促進される。この傾向は後述する常陽照射試験で観察された結果とも一致している。

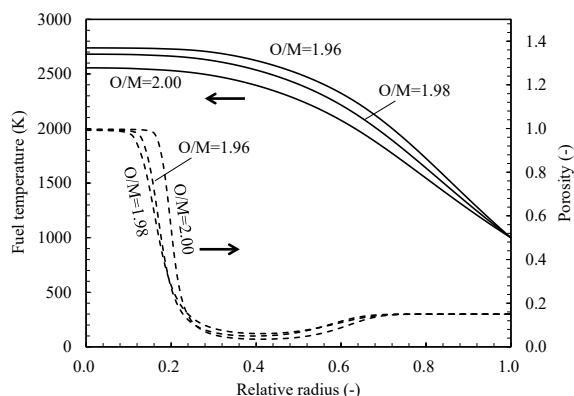
図 3 燃料温度と気孔率への燃料組成の影響

3-2. 径方向ポア移動挙動解析

Am 含有 MOX 燃料の照射初期における燃料組織変化挙動を把握するため、常陽において直径ギャップや燃料 O/M 比をパラメータとした高線出力照射試験 (B14) を実施した。B14 照射試験では 4 本の試験燃料ピンを照射し、最大線出力 35kW/m で 24 時間出力保持した後、最大線出力 39kW/m でさらに 24 時間出力保持し、その後、最大線出力 47kW/m まで出力上昇した。PIE 結果として、図 4 に示すように中心空孔径に燃料 O/M 比依存性がみられ、O/M 比 2.00 の照射燃料 (PTM010) において顕著な中心空孔形成が確認された。図 5 に各照射燃料ピンにおける燃料カラム炉心中心位置での径方向ポア移動の進展比較を示す。同図には各線出力レベルでの径方向気孔率分布のコンターとして解析結果を示したが、直径ギャップ幅 160 μm の PTM001 (O/M=1.98) と PTM003 (O/M=1.96) では、O/M 比の低い PTM003 において燃料温度が上昇した結果、径方向ポア移動は大きくなったものと考えられる。一方、直径ギャップ幅 210 μm の PTM002 (O/M=1.98) と PTM010 (O/M=2.00) では、O/M 比が 2.00 の PTM010



(a) Am 含有 MOX 燃料と MOX 燃料の比較



(b) 燃料 O/M 比の違いによる比較

図 3 燃料温度と気孔率への燃料組成の影響

図 3(a)に示したように、Am 含有 MOX と MOX では、Am 含有の影響として燃料熱伝導度の低下による燃料温度の上昇に加え酸素ポテンシャル増加に伴う蒸気圧の上昇により、Am 含有 MOX において径方向ポア移動は促進される。また、燃料 O/M 比については、図 3(b)に示したように、O/M 比の増加により燃料熱伝導度は改善されるため、O/M 比増加に伴い燃料温度は低下するが、O/M 比 2.00 では、蒸気圧が顕著に増加することから径方向ポア移動はより促進される。この傾向は後述する常陽照射試験で観察された結果とも一致している。

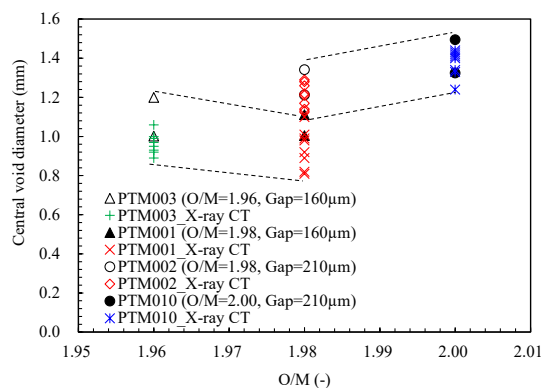


図 4 B14 照射燃料で観察された中心空孔径の O/M 比依存性

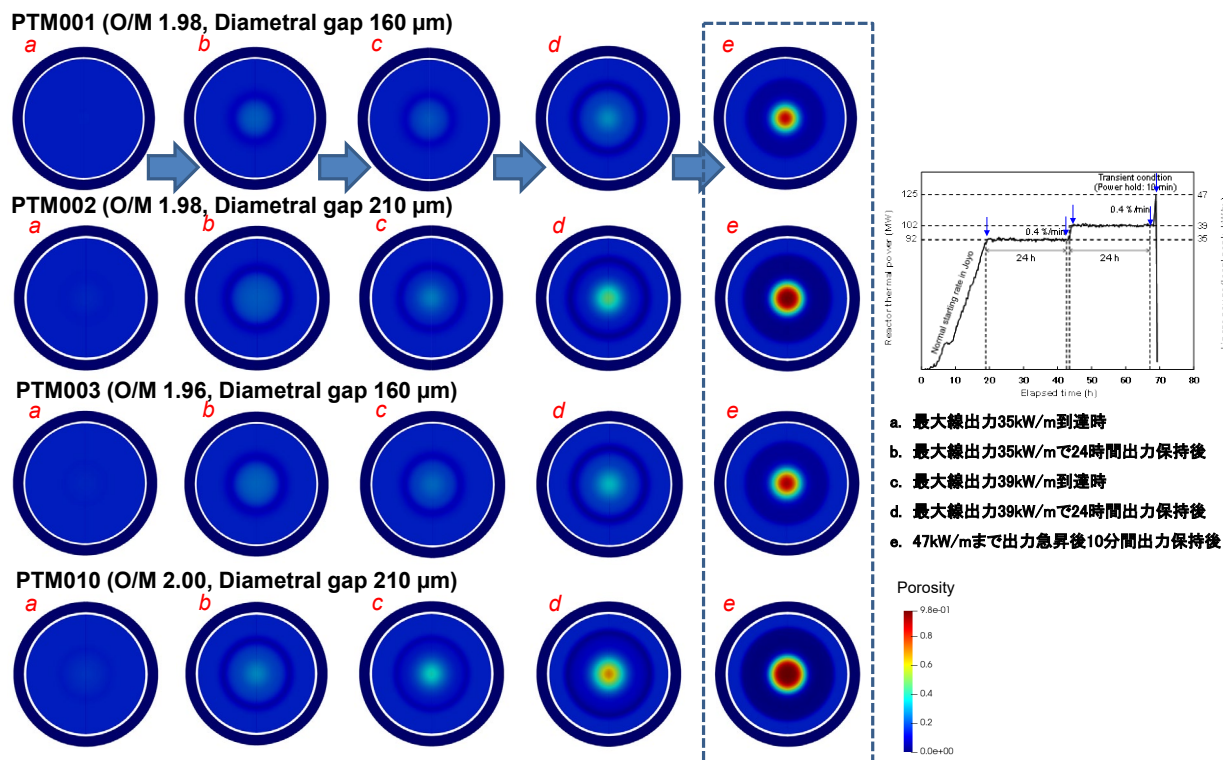


図5 B14 照射燃料の径方向ポア移動の進展の比較（燃料カラム炉心中心部）

の方が燃料温度は低いにもかかわらず顕著な径方向ポア移動がみられ、これは O/M 比 2.00 で蒸気圧が増加したためと考えられる[5]。また、照射途中の径方向ポア移動の進展についても燃料温度や蒸気圧の影響で差が観られ、直径ギャップ幅が広い PTM002 と PTM010 でより早期にポアが移動し、O/M 比 2.00 の PTM010 で最も早くポアが移動することが解析結果として得られた。

PTM010 (O/M=2.00) の燃料カラム炉心中心部断面における径方向気孔率分布の解析結果から計算される半径方向の燃料密度分布を図6に示す。BISON-MOX(Okami)では有限要素法解析では中心空孔を物理的に再現していないため、中心空孔径の評価にあたって100%の気孔率となるメッシュを中心空孔領域とみなした。また、中心空孔と燃料マトリックスの境界位置については50%の気孔率を有するメッシュ位置とし、この境界位置のペレット中心からの距離を中心空孔半径として評価した。このようにして評価した中心空孔径の計算値は、図7に示すように、PIEで観察された中心空孔径の燃料 O/M 比依存性を再現できており、PIEで得られた実測値とほぼ一致する計算値が得られた。今後、径方向密度分布の計算値を PIE 結果と比較することにより径方向ポア移動や中心空孔境界部の気孔率等の妥当性を確認する必要があるものとする。

以上、INL と共同で BISON-MOX(Okami)の燃料物性や挙動解析モデルを整備し、世界で初めて2次元解析で高速炉での照射初期における MOX 燃料の燃料組織変化挙動に及ぼす燃料組成の影響を評価することが可能となり、中心空孔径について PIE 結果とほぼ一致する結果が得られた。

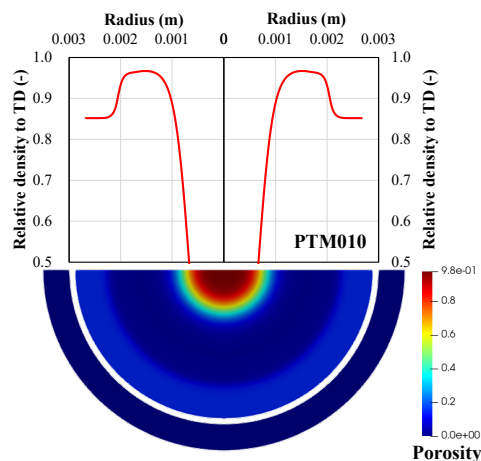


図6 B14 照射燃料の径方向密度分布解析結果

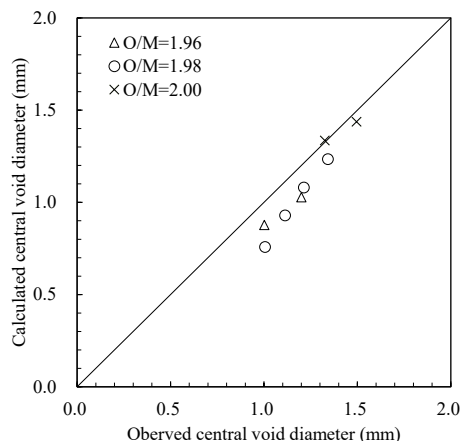


図7 B14 照射燃料の中心空孔径の計算結果と実測値の比較[5]

4. 今後の開発課題

4-1. 多次元 MOX 燃料挙動解析コード開発

高速炉 MOX 燃料の照射挙動シミュレーション解析に適用するため、多次元燃料挙動解析コード BISON-MOX(Okami)を INL と共同で開発しており、これまで熱的解析機能のうち燃料組織変化挙動解析に係る燃料物性や解析モデルの開発を行い、常陽の照射試験で得られた中心空孔径と一致する計算結果が得られた。今後、PIE で得られる径方向密度分布を 2 次元解析結果と比較評価し、径方向ポア移動解析の妥当性を確認するとともに、熱的解析機能として酸素、Pu や Am 等の MA の再分布モデルの整備を進める。また、燃料ペレット変形挙動等の機械的解析モデルや FP ガス放出挙動解析モデルの開発を進め、高燃焼度燃料挙動解析に適用していく計画としている。このため、既存の挙動解析モデルの解析精度向上に向けた改良に加え、燃料組成の違いを MOX 燃料物性で系統的に考慮する機構論的物性モデルの開発が不可欠である。

4-2. 高速炉 MOX 燃料挙動シミュレーション解析技術開発

これまで高速炉 MOX 燃料開発は、開発対象とする試験燃料を常陽や海外炉等で実際に照射し、PIE で得られる照射燃料挙動に基づいて解析モデルの開発や燃料設計における照射健全性の確認を行ってきた。これまでの照射試験には、試験燃料製造、照射試験、PIE 等に多くのコストや期間が必要となるばかりではなく、現在は照射場についても限られていることから、従来のように照射試験に依る PIE 評価やデータ分析を通じた照射挙動や健全性の実証は困難な状況となってきた。そこで、MOX 燃料物性研究の成果やこれまで数多くの照射試験で蓄積してきた照射挙動に係る知見に基づき、今後は高速炉での照射挙動をシミュレーション解析で予測し、その信頼性を代表的な照射試験で確認することが必要となるものと考え。このようなシミュレーション解析技術を開発することによって、将来的には照射試験に依らない新燃料開発や許認可取得を目指していくことが重要と考える。

5. 結言

高速炉 MOX 燃料開発へのシミュレーション解析技術の適用に向け、日米 CNWG 協力の下、INL と共同で高速炉 MOX 燃料を対象とした多次元燃料挙動解析コード BISON-MOX(Okami)を開発している。これまで、燃料温度解析及び燃料組織変化挙動解析のための燃料物性や解析モデルを導入してきており、世界で初めて高速炉 MOX 燃料の照射初期における燃料組織変化挙動のシミュレーションを可能とした。今後、照射試験に依らない燃料開発の実現に向け、燃料ペレット変形挙動等の機械的解析モデル、FP ガス放出挙動解析モデル等の開発・整備を進め、高燃焼度 MOX 燃料挙動のシミュレーション解析に適用していく計画である。

参考文献

- [1] T. Ozawa, Analysis of Fast Reactor Fuel Irradiation Behavior in The MA Recycle System, Proceedings of the 2017 25th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE25, July 2-6, 2017, Shanghai, China, No. 66129 (2017).
- [2] S. Hirooka, T. Matsumoto, M. Kato, T. Sunaoshi, H. Uno, T. Yamada, Oxygen potential measurement of (U,Pu,Am)O_{2±x} and (U,Pu,Am,Np)O_{2±x}, J. Nucl. Mater. 542 (2020) 152424.
- [3] D. R. OLANDER, "Fundamental Aspects of Nuclear Reactor Fuel Elements," TID-26711-P1, p. 155, Energy Research and Development Administration (1976).
- [4] Y. Ikusawa, K. Maeda, M. Kato, M. Uno, Oxide-Metal Ratio Dependence of Central Void Formation of Mixed Oxide Fuel Irradiated in Fast Reactors, Nucl. Technol. 199, 83-95 (2017).
- [5] T. Ozawa, S. Hirooka, M. Kato, S. Novascone, P. Medvedev, Development of fuel performance analysis code, BISON for MOX, named Okami: Analyses of pore migration behavior to affect the MA-bearing MOX fuel restructuring, J. Nucl. Mater. 553 (2021) 153038.

Takayuki Ozawa¹, Shun Hirooka¹, Masato Kato¹, Stephen Novascone² and Pavel Medvedev²

¹Japan Atomic Energy Agency, ²Idaho National Lab.

核燃料部会・計算科学技術部会セッション

核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用

Application of numerical simulation technology to the development of nuclear fuels

(3) 構造材料を対象とした分子シミュレーションの現状と展望

(3) Current status and future prospect of molecular simulations for structural materials

* 沖田 泰良¹, 板倉 充洋²¹ 東京大学大学院工学系研究科, ² 日本原子力研究開発機構発機構システム計算科学センター

1. 背景

圧力容器鋼や燃料被覆管等の原子力用金属材料を対象として、照射下で形成される結晶欠陥の挙動を解明する研究、並びに原子的挙動に基づいて機械的特性変化を予測する研究は、分子動力学 (MD) 法に代表される分子シミュレーションによって行われてきた。従来から用いられてきた MD 法は、原子間相互作用を経験に基づいた簡易な相互作用関数で近似した計算である。このような古典 MD 法は、原子間相互作用を量子力学的効果も含めて精密に評価する第一原理 MD 法と比較して精度が低いことが課題であった。また、古典 MD 法は第一原理 MD 法と比較して計算コストが低いとはいえ、極短時間、極微小スケールの現象の再現のみが可能であり、実際に発生する現象を解析することは困難であった。近年、これらの問題を解決する MD 法も提案されてきている。本講演では、原子力分野で使用される金属材料を対象とし、MD 法の現状と展望について示す。

2. 機械学習ポテンシャルを用いた MD 法

2-1. 機械学習ポテンシャル

機械学習ポテンシャルとは、図 1 に示すように、密度汎関数等の電子構造計算結果を人工ニューラルネットワーク (ANN) 等に学習させ、MD 法等に必要な原子間ポテンシャルを構築する方法である。本法により、第一原理計算 MD 法と同等の高い精度を維持しつつ、計算コストを大幅に削減した微細組織の解析が可能となった。本講演では、燃料被覆管として用いられるジルカロイ中の原子空孔集合体挙動を再現することを目的として、純 Zr 中の機械学習ポテンシャルを構築した研究を紹介する^[1,2]。



図 1 機械学習ポテンシャルを用いた MD 法。

は、燃料被覆管として用いられるジルカロイ中の原子空孔集合体挙動を再現することを目的として、純 Zr 中の機械学習ポテンシャルを構築した研究を紹介する^[1,2]。

2-2. 計算方法

本研究では、第一原理計算コード VASP^[3,4]を用い、小さな計算セルでの原子配置とエネルギーの対応関係を表す教示信号データセットを作成した。これを入力値として、Behler-Parreinello 法^[5]を実装したコード N2P2 を用い^[6]、ANN によってトレーニングすることで、原子配置とエネルギーの対応関係を大きな系において拡張した。これらによって作成した機械学習ポテンシャルにより、LAMMPS^[7]を用いた MD 計算を実行した。

2-3. Zr 中での原子空孔集合体挙動の解析

図 2 には、六方最密構造である Zr の底面に形成した原子空孔集合体の形態が変化する過程を示す。原子空孔集合体は、空孔形成エネルギーと集合体に含まれる空孔数の積で近似されるエネルギー分が高いため、不安定構造である (図 2(a))。そのため、集合体の上部に位置する原子と下部に位置する原子が距離を縮め始める (図 2(b))。しかし、この状態は原子の直上に他の原子が配置される不安定構造となるため、底面とは垂直

な方向にスライドし、積層欠陥を構成する準安定構造となる (図 2(c)). この構造が集合体全体に広がり、実験でも観察される c 型転位ループに変換する (図 2(d)). このような過程は、古典 MD 法では精度の不足により (図 3(a)), 第一原理計算では計算コストが高いため (図 3(b)), これまで再現することができなかったが、機械学習ポテンシャルを用いた MD 法により、初めて解析することが可能となった。

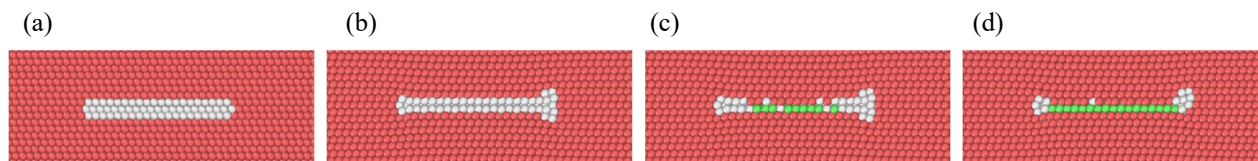


図 2 機械学習ポテンシャルを用いた MD 法による原子空孔集合体形態変化の過程.^[1,2]

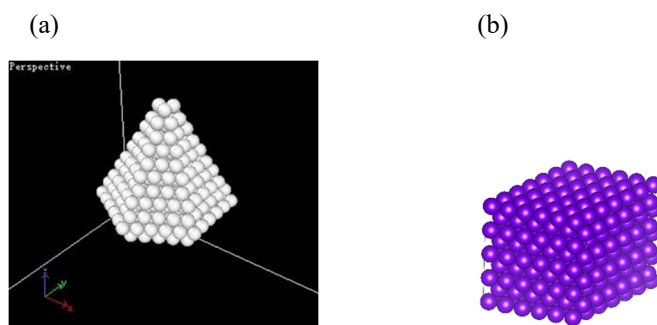


図 3 Zr 中の原子空孔集合体挙動. (a) 古典 MD 法. (b) 第一原理計算.^[2]

3. 微細組織形成に伴う非線形超音波成分の MD 法による定量化

3-1. 非線形超音波応答とは

非線形超音波応答とは、入射波とは異なる周波数成分を測定する方法で、特に整数倍（主に 2 倍）の高調波成分を用いる手法は、音速や減衰率等の従来から用いられてきた線形超音波と比較して、微細組織に敏感な測定法として注目されてきた。一方、科学的根拠に基づいた検査技術構築のためには、微細組織と高調波成分の関係を物理的メカニズムから定量化することが求められる。特に、析出物や転位形成に伴う信号変化は原子挙動に基づいて解析することが不可欠であるため、MD 法が強力な手法である。しかし、通常の MD 計算セル（ ~ 100 nm）に複数の弾性波を導入する場合、その波長は 10nm オーダとなり、実際に検査で用いられる波長（0.1~1mm オーダ）より 4 桁以上短くなる^[8]。さらに弾性波伝播に関する MD 計算では、計算コストは時間スケールと空間スケール双方を拡張する必要があるため、計算量は波長の 2 乗で増加することが課題

である。本講演では、MD 法に無反射境界を設定することで、弾性波伝播において必要な計算量を波長の 1 乗に抑え、検査で用いられる超音波の波長と同オーダで微細組織形成に伴う高調波成分を定量化する手法を構築した研究を紹介する^[9-12]。

3-2. 計算方法

MD 計算には LAMMPS^[7]を用い、また Fe を対象とした原子間ポテンシャルを選定した^[13]。x 方向のみ自由境界とした完全結晶、並びに 1%の原子空孔を含む計算セルに対して、左端で正弦波の強制振動を与え、検出位置で重心変位時系列データを取得することで検出データとした (図 4(a))。さらに、逆位相の弾性波を導入し、これらを足し合わせた検出データをフーリエ変換することで第二高調波振幅 A_2 を定量化し、以下の式で求まる非線形パラメータ β を得た。

$$\beta = \frac{A_2}{8A_1^2 k^2 x}$$

(A_1 : 基本波振幅, k : 波数ベクトル, x : 波の伝搬距離)

無反射境界は、原点と検出位置の 2 倍に相当する箇所より右側領域に設定したバッファ領域内のすべての原子の変位と速度を定期的のリセットし、検出位置での反射波の影響を排除することで実現した (図 4(b))。無反射境界を用いた高速化により、導入波長を 0.11mm (周波数 50MHz) まで拡張することが可能となった。

3-3. 結果

図 5 には、非線形パラメータ β の周波数依存性を示す。いずれの計算セルでも β の値は、従来型 MD 法と無反射境界 MD 法で良い一致を示すことがわかる。また、いずれの場合でも、 β の周波数依存性は見られないことが明らかとなった。

本研究で開発した無反射境界 MD 法により、従来型 MD 法と同等の精度を維持しつつ、計算を $10^3 \sim 10^4$ 倍高速化することで、実際に検査で用いる超音波と同オーダの波長で微細組織に伴う非線形成分を初めて定量化することが可能となった。

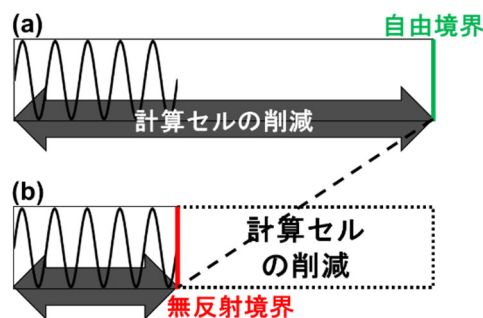


図 4 MD 計算セルの設定。

(a) 従来型, (b) 無反射境界。

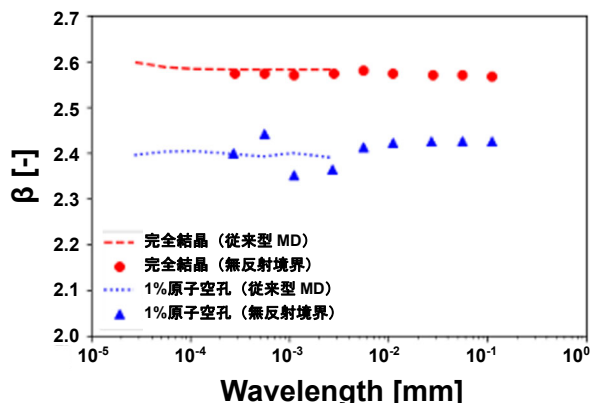


図 5 非線形成分 β の周波数依存性。

4. まとめ

近年の分子シミュレーションは、更なる進歩を遂げ、従来の手法では困難であった高精度の計算、より大きな空間スケール、長い時間スケールを取り扱うことも可能となってきた。特に、機械学習ポテンシャルを用いることにより、種々の添加元素や不純物元素を含めた系での再現も可能となり、実用材料への展開も期待される。更に、機械学習ポテンシャルを用いた無反射境界 MD 法により、第一原理計算に基づいた検査技術構築に資することも可能となる。

参考文献

- [1] T. Okita et al., Computational Materials Science 202 (2022) 110865. [2] 津川聖人他, 日本原子力学会 2021 年秋の大会. [3] G. Kresse et al., Physical Review B 54 (1996) 11169. [4] G. Kresse et al., Computational Materials Science 6 (1996) 15. [5] J. Behler et al., Physical Review Letters 98 (2007) 1. [6] A. Singraber et al., Journal of Chemical Theory and Computation 15 (2019) 1827. [7] S. Plimpton, Journal of Computational Physics. 117 (1995) 1. [8] W. Setyawan et al., Journal of Applied Physics 124 (2018) 035104. [9] S. Mori et al., submitted. [10] 森承宇他, 日本原子力学会 2020 年秋の大会. [11] 森承宇他, 日本原子力学会 2021 年春の年会. [12] 森承宇他, 日本原子力学会 2021 年秋の大会. [13] G. Bonny et al., Philosophical Magazine 89 (2009) 3531.

*Taira Okita¹ and Mitsuhiro Itakura²

¹ School of Engineering, the University of Tokyo, ² Center for Computational Science & e-Systems, Japan Atomic Energy Agency

核燃料部会・計算科学技術部会セッション

核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用

Application of numerical simulation technology to the development of nuclear fuels

(4) 計算科学を用いた核燃料物性研究

(4) Computational science studies on the physical properties of nuclear fuel materials

*中村 博樹¹¹ 日本原子力研究開発機構

1. 背景

核燃料開発において燃料の安全性や効率性を向上させるためには、通常の原子炉の運転状況からシビアアクシデントの極限状況下まで、様々な状況での核燃料物性に関する幅広い知識を蓄積することが非常に重要である。しかしながら、実際に高温の原子炉内の極限状況を再現して物性を評価するとなると、コストと安全上の問題から、厳しい制限がついてしまい、実験によってあらゆる物性値を測定することは困難である。このような場合に活躍が期待されるのが数値シミュレーションである。シミュレーションを用いれば、コストが抑えられるだけでなく、実際には実験が不可能な極限的な状況も解析することが可能である。もちろん、シミュレーションの結果に対しては実験との比較による検証が必要であるが、実験ですべての性質を決定しようとする場合に比べて、シミュレーションを検証するだけの実験ならば遥かに低いコストで行なうことができる。

これまでに行われてきた原子レベルのミクロシミュレーションを用いた核燃料の熱物性評価は、古典分子動力学と第一原理計算によるものが主流である。古典分子動力学では、多数の原子を長時間シミュレーションすることができることから、より現実的な高温物性の評価が可能である。しかしながら、原子間に働く力は経験的なパラメータを含み、これらのパラメータは実験結果を再現するように決められるため、実験データが不足する場合には信頼性があまり高くないという問題点がある。一方、第一原理計算では、電子状態を基本法則に従って決定し、それを基にして原子間力を求め、熱物性を評価するため、経験的なパラメータは必要ではない。そのため、実験データが不足していても、それなりに信頼性のある物性予測が可能である。その代わり、計算負荷が非常に大きく、古典分子動力学のような大規模・長時間のシミュレーションは不可能であるため、計算できる物性量に制限がある。最近、これら2つの方法の弱点を補う機械学習分子動力学が提案され、注目を集めている。この手法では、第一原理計算の結果を学習して作られた原子間ポテンシャルを用いて、古典分子動力学を行う。このことによって、原子間力ポテンシャルの信頼性を第一原理計算と同程度まで高めつつ、古典分子動力学並みの大規模シミュレーションを行なうことが可能である。

本講演では、原子レベルのミクロシミュレーションによる燃料物質の高温熱物性評価の手法に注目し、古典分子動力学、第一原理計算、機械学習分子動力学の解説を行う。対象とする物質は酸化物燃料の主要物質である二酸化アクトニドを中心に取り扱う。

2. 古典分子動力学

古典分子動力学を用いた核燃料の物性評価の歴史は古く、数多くの原子間ポテンシャルが提案されてきた。多くのものは2体間ポテンシャルを採用しており、これらをモデル化して、観測された格子定数や弾性定数などを再現するようにパラメータをフィットすることで構築されている。しかし、2体ポテンシャルでは様々な観測量をすべて精度よく再現することは難しく、特に高温での挙動はポテンシャル依存性が大きかった。最近では、多体効果を考慮した原子埋め込み法(EAM)を用いたポテンシャルが開発され、高温物性を含め、多くの物性量を再現することが可能となっている。

3. 第一原理計算

燃料物性を評価する第一原理計算としては主に密度汎関数法 (DFT) が用いられている。この方法ではまず、電子状態を決定し、それを基に原子間力を評価して、熱物性値を得るということになる。二酸化アクチニドではアクチニド原子の最外殻電子が f 軌道に存在し、開殻であっても局在化した強相関電子系となることが知られている。しかし、このような強相関電子系は通常の DFT で用いられる局所密度近似 (LDA) などの近似手法が適用できず、強相関効果を考慮した DFT+U 法や Hybrid-DFT などの手法を用いなければ電子状態を再現できない。さらに、これらの物質ではスピン軌道相互作用も無視できないため、電子状態を再現するのが通常の物質に比べて難しいことが知られている。さらに、高温での熱物性を評価するとなると、第一原理分子動力学を用いるしかないが、計算負荷が非常に大きく実質的には困難である。それほど高温でない場合はフォノンを評価することで比熱、熱伝導率などの熱物性を評価することは可能である。また、第一原理計算では電子状態から評価するため、電子による熱物性もある程度は評価可能であり、これは古典分子動力学よりも有利である。

4. 機械学習分子動力学

近年、活発に研究が行われているものとして、機械学習分子動力学がある。この手法は第一原理計算の結果を学習して作成した機械学習ポテンシャルを用いて古典分子動力学を行うというものである。この手法では第一原理計算と同程度の信頼性で、古典分子動力学を用いた大規模シミュレーションが可能で、精度の高い高温熱物性の評価に適した手法である。多くの物質で応用されているが、まだ、燃料物質での応用は少ないが、本講演では ThO_2 に対する応用を紹介する。

5. 今後の研究展開

最後に、現状での燃料物性予測に関する問題点をまとめ、それらを解決していくための方向性について議論を行う。

謝辞

本講演で発表する一部の成果の共同研究者である町田昌彦氏、加藤正人氏、板倉充洋氏、奥村雅彦氏、小林恵太氏 (JAEA) に感謝の意を表します。

*Hiroki Nakamura ¹

¹ Japan Atomic Energy Agency.

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Safety Division [Co-organized by Standards Committee]

[1J_PL] Application experiences of water chemistry standards and request for its revision

Chair: Yutaka Watanabe (Tohoku Univ.)

Wed. Mar 16, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room J

[1J_PL01] Exchange of opinions for utilization and revision of water chemistry standards

Hiroataka Kawamura¹, Hiroshi Akamine², Yasutaka Shoda³, Makoto Nagase⁴, Satoshi Hanawa⁵, Ryuji Umehara⁶ (1. CRIEPI, 2. KEPCO, 3. MHI, 4. HitachiGE, 5. JAEA, 6. JANSI)

[1J_PL02] Discussion

水化学部会セッション

水化学標準の活用事例と要望

Application Experiences of Water Chemistry Standards and Request for its Revision

(1) 水化学標準の活用と改定に向けての意見交換

(1) Exchange of opinions for utilization and revision of water chemistry standards

河村 浩孝¹, 赤峰 浩司², 荘田 泰彦³, 長瀬 誠⁴, 塙 悟史⁵, 梅原 隆司⁶¹電力中央研究所, ²関西電力, ³三菱重工, ⁴日立 GE, ⁵日本原子力研究開発機構,⁶原子力安全推進協会

1. はじめに

標準委員会では、国内の発電用軽水型原子炉の安全確保に係る冷却水などの水質管理（以下、“水化学管理”）の方法を規定し、その実践を通じ、プラントシステム全体の信頼性の維持、向上、および被ばく低減による作業従事者の安全を確保することを目的に、BWR および PWR の水化学管理指針 3 本および分析標準 6 本を制定した。これら水化学標準を表 1 にまとめる。

表 1 制定された水化学管理指針および分析標準

炉型	指針・標準名	番号	発行日
BWR	沸騰水型原子炉の水化学管理指針：2019	AESJ-SC-S007:2019	2019 年 10 月 25 日
	沸騰水型軽水炉の水化学分析方法—放射性よう素：2018	AESJ-SC-S009:2018	2019 年 12 月 26 日
	沸騰水型軽水炉の水化学分析方法—コバルト 60 イオン：2018	AESJ-SC-S010:2018	2019 年 12 月 26 日
	沸騰水型軽水炉の水化学分析方法—金属不純物：2018	AESJ-SC-S011:2018	2019 年 12 月 26 日
PWR	加圧水型原子炉一次系の水化学管理指針：2019	AESJ-SC-S008:2019	2019 年 11 月 22 日
	加圧水型軽水炉二次系の水化学管理指針：2020	AESJ-SC-S013:2020	2020 年 11 月 10 日
	加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法—ほう素：2010	AESJ-SC-S002:2010	2010 年 12 月 8 日
	加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法—溶存水素：2010	AESJ-SC-S003:2010	2010 年 12 月 8 日
	加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法—放射性よう素：2010	AESJ-SC-S004:2010	2010 年 12 月 8 日

2. 指針および分析標準の改定

上記の水化学管理指針および分析標準は、最新の水化学管理の規範を明示するとともに、原子力安全の改善に継続的に寄与することを目的に定期的に改定される。改定原案の検討は、標準委員会システム安全専門部会のもと、大学、研究機関、メーカー、電力の水化学、原子力安全、核燃料および材料分野の専門家で構成される水化学管理分科会（委員 15 名、常時参加者 12 名）が進める。改定原案の作成は、水化学管理分科会のもと、BWR および PWR 水化学管理指針作業会が担う。

水化学管理において原子力安全に対する不断の努力を自律的に実践していくには、上記の指針および標準（以下、水化学標準）のメインユーザであり、当該分野の専門家集団である水化学部会が、水化学標準の活用例および国内外の最新知見を踏まえ、管理項目などの見直しの可否や追加項目などを技術面から支援していく必要がある。

以下に、電気事業者、プラントメーカー、研究機関および原子力安全推進協会における水化学標準の活用例ならびに改定に対する意見を述べる。

3. 各機関における水化学標準の活用事例

3-1. 電気事業者

水化学管理指針について、社内標準への取込や若手社員への教育資料として活用している。また、化学分析標準については、事業者検査等で活用している。

3-2. プラントメーカー

BWR の水化学管理指針については、プラント設計のベースとなる社内水質管理規格の改定に活用している。また、指針や分析標準を社内の教育資料に反映することを検討している。

PWR の水化学管理指針については、1 次系ではアクションレベルの概念導入、2 次系では水化学管理の観点からの系統、設備設計要求等、プラント設計のベースとなる社内水質管理規格の改定に活用していく。また、水化学管理の目的、重要性を理解するべく、水化学技術者のみならず、機器、システム設計に携わる若手技術者の育成資料としての活用も検討している。

3-3. 研究機関

日本原子力研究開発機構が運営管理する原子炉施設のうち、現在再稼働している JRR-3、高温工学試験研究炉 (HTTR) では水化学標準の活用の実績はない。ただし、指針の付属書や解説には測定頻度などの考え方が詳細に整理されており、また HTTR の加圧水冷却設備等の水質管理基準は PWR2 次系を参考に定めている観点から、上記何れの施設においても今後の管理の見直しの際に参考になる。

3-4. 原子力安全推進協会

原子力安全推進協会は、ピアレビューを通じて、原子力施設の運営状況や設備の状態、安全文化の健全性や改善への取組み具合をエクセレンスとの比較において評価し、それぞれのレベルを引き上げるための提言・勧告及び支援を実施している。その際に公平、公正、公開の原則に則り制定された水化学標準を、水化学分野のパフォーマンスを評価する客観的な技術知見として活用している。また、レビューアーの教育資料としても活用している。

4. 改定に向けての意見、要望

4-1. 電気事業者

プラント運用上、一次冷却材のほう素濃度が現状の分析方法の測定範囲を外れる恐れがあることから、ほう素分析方法の測定範囲を見直していただきたい。

4-2. プラントメーカー

BWR に対する現在の水化学管理指針では、通常運転水質 (NWC) のみを取り扱っているが、国内においても既に水素注入が多数のプラントで採用された実績もあることから、水素注入水質 (HWC) についても取り扱えるよう改定が望ましい。亜鉛注入プラントは数こそ少ないものの、国内でも線量率低減に有効な結果が示されていることから、早期に指針に取り込むことが望ましいと考える。貴金属注入については、海外にて豊富な適用実績があるものの国内では試験適用しか実績がないことから、EPRI の水質ガイドラインを参考に指針に取り入れることで、水素注入と合わせて環境緩和技術の導入が容易になると考えられる。これら技術の適用拡大により、BWR プラントにおける被ばく低減や将来の応力腐食割れのポテンシャルを低減でき、プラントの安全性維持につながるものと考えられる。世界で初めて国内で試験適用を行った酸化チタン注入についても、プラントデータが蓄積された段階で速やかな指針への反映が同様の観点で望ましいと考える。

PWR に対する現在の水化学管理指針の水化学管理方針については、1 次系及び 2 次系とも、現状最新の水化学管理手法の実機への採用が推進され、良好な管理、運用実績が得られつつある。

1 次系水化学管理の主目的である材料健全性確保および被ばく低減対応は、モディファイド pH 管理、亜鉛注入の適用、不純物管理の徹底によりともに良好に維持されており、今後実機実績を確認、検証し、その結果に基づいて管理、運用条件の適正化を図り指針に反映していくことが望ましい。また、将来の長サイクル運転に伴う pH 管理の高度化に際し、高リチウム管理、濃縮 B-10 適用等の技術が確立されれば、適宜、指針への反映が望ましい。更に、ロードフォロワー運転条件下でのクラッド剥離による被ばく増加の懸念に対しては、現状の亜鉛注入対応で対処が可能か、あるいは新たな対策の必要性について検討し、指針への反映を検討する必要がある。

2 次系水化学管理では、材料健全性確保、スケール付着抑制によるプラント性能確保が重要課題であるが、

前者は SG2 次側での濃縮環境緩和、材料改善、浄化設備の適用、不純物管理の徹底等により、後者は高 pH 処理、代替アミン処理の適用による 2 次系構成配管、機器の FAC (Flow Accelerated Corrosion: 流れ加速型腐食) 抑制により良好な効果が得られつつある。今後、実機での実績を確認、検証し、管理、運用条件の適正化を図り指針に反映していくことが望ましい。また、さらなる FAC 抑制、スケール付着抑制対策として、疎水性皮膜形成による鉄溶出抑制技術である FFS (Film Forming Substance)、スケール除去技術として SG2 次側化学洗浄技術の高度化、スケール分散剤の適用性についても積極的な取り組み検討を行い、指針への反映を検討する必要がある。

開発した新技術がプラントニーズにマッチして水化学標準として結実するために、プラントメーカは、①水化学標準の改定のシーズに関する国内外の情報収集および技術開発、②改定の場合への情報提供を常に心掛けたいと考える。新技術導入に伴う水化学標準の改定および新標準制定は、産官学の枠組みでコンセンサスを得る必要がある。特に、基盤技術整備の観点では、学との交流を重視したいと考える。

4-3. 研究機関

水化学管理指針の解説にも触れられている BWR における水素注入による腐食電位低減や PWR における溶存水素濃度最適化は、炉内構造物の健全性確保を通じた安全の継続的改善にも繋がる水化学管理である。いずれにおいても腐食環境の解析評価技術やオンラインモニタリング技術に係る課題の解決が重要であり、研究機関として、所有する特徴的な実験装置類を活用しながら関連する新たな知見を創出するとともに水化学標準への反映へ繋げたい。

4-4. 原子力安全推進協会

再稼働を果たしていないプラントは長期保管状態にあり、腐食防止というプラント健全性維持の観点からは、湿式保管、乾燥保管を適切に行う必要がある。現時点では水化学管理指針に記載されていない保管方法の反映を期待している。

5. おわりに

水化学管理では、その目的である材料・燃料健全性維持およびプラント線量低減、プラント性能確保による安全・安定運転の継続が重要である。その実践には、既存の知見にとどまらず、常に新しい技術へのチャレンジが求められ、適宜、水化学標準への反映が必要である。

本企画セッションの開催により、関連指針の活用例ならびに水化学標準の改定やフォローアップに対する意見や要望を、水化学部会員のみならず、関連分野の学会員他と共有できることを願う。これら活用例、意見および要望を参考に、水化学標準の改定やフォローアップを行っていく。

Hirota Kawamura¹, Hiroshi Akamine², Yasuhiko Shoda³, Makoto Nagase⁴, Satoshi Hanawa⁵, and Ryuji Umehara⁶

¹CRIEPI, ²Kansai Electric Power, ³Mitsubishi Heavy Industry, ⁴Hitachi GE, ⁵JAEA, ⁶JANSI

(Wed. Mar 16, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room J)

[1J_PL02] Discussion

標準委員会が制定したBWRおよびPWRの水化学管理指針3本および分析標準6本は、標準委員会システム安全専門部会のもと、水化学管理分科会により定期的に改定される。本指針のメインユーザーであり、専門家集団である水化学部会として、本指針の活用例を踏まえ、国内外の最新知見を基に管理項目などの改定の要否を判断する必要がある。そこで企画セッションを開催し、部会員からの意見や要望を聴取する。セッションでは、指針の概要を説明後、電力、メーカ、研究機関および原子力安全推進協会の代表者が、関連指針の活用例を紹介し、原子力安全強化に向けてのフォローアップの観点から、改定に向けた要望を聴取するとともに意見交換を行う。

Planning Lecture | Over view Report | Research Committee on Radioactive Waste Management with Partitioning-Transmutation Technology [Co-organized by Division of Nuclear Fuel Cycle and Environment, Reprocessing and Recycle Technology Division]

[1K_PL] Application of partitioning and transmutation technology to waste management

Assessment of total performance of advanced nuclear fuel cycle

Chair: Takayuki Sasaki (Kyoto Univ.)

Wed. Mar 16, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room K

[1K_PL01] Overview of activities in research committee on radioactive waste management with partitioning-transmutation technology, and a concept for total performance assessment of nuclear fuel cycle

*Kenji Nishihara¹ (1. JAEA)

[1K_PL02] An assessment for current LWR cycle

*Masahiko Nakase¹ (1. Tokyo Tech)

[1K_PL03] An assessment for MOX plu-thermal cycle

*Hitoshi Makino¹ (1. JAEA)

[1K_PL04] An assessment for fast reactor cycle

*Sou Watanabe¹ (1. JAEA)

[1K_PL05] Summary o total performance assesment and recommendations

*Yaohiro Inagaki¹ (1. Kyushu Univ.)

総合講演・報告 「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会
[バックエンド部会, 再処理・リサイクル部会共催]

分離・変換技術の廃棄物処理・処分への適用：
先進的核燃料サイクルの総合的な性能評価

Application of partitioning and transmutation technology to waste management:
Assessment of total performance of advanced nuclear fuel cycle

(1) 「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会における

活動概要と総合的な性能評価の考え方

(1) Overview of activities in research committee on radioactive waste management with partitioning-transmutation technology, and a concept for total performance assessment of nuclear fuel cycle

*西原 健司¹

¹ 日本原子力研究開発機構

本セッションを企画した「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会の設立背景と活動概要を紹介し、技術-特性マトリクスを用いた核燃料サイクル間の相対評価の手法について説明する。

キーワード：核燃料サイクル、性能評価、技術・特性マトリクス

1. はじめに

原子力システムは、フロントエンド、原子炉、バックエンドからなる巨大な複合システムである。それぞれは、さらに複数の専門分野に細分化されており、分野間は、ある程度固定された「取り扱い条件」で接続されている。そのためシステム全体の性能を柔軟に向上させることは非常に難しい状況になっている。

これまで、原子力システムの性能のうち最も重要とされてきたのは原子炉の経済性と安全性であり、そこから周辺分野に向かって取り扱い条件が設定されていった。フロントエンドでは燃料の仕様や必要になるウラン濃縮度が決定され、再処理工程では上流から流れてくる使用済み燃料の仕様が与えられ、地層処分では再処理工程で製造されるガラス固化体の仕様が与えられる。このように固定化された取り扱い条件のもと、各分野が部分最適化を図る研究開発戦略がとられてきた。しかし、部分最適では不十分な問題が現れつつあり、その一つが、放射性廃棄物の処理・処分である。

これまで、放射性廃棄物とくに高レベル放射性廃棄物（HLW）の処分に係る性能向上のために、もっぱら地層処分の設計と安全評価による改善が行われてきた。それに対し、分離・変換技術では上流の再処理工程で元素分離を行うことで、処分の経済性や安全性を向上させようとしている。一方、分離技術を行うことで再処理工程の経済性が悪化し、核変換を導入すると原子炉や燃料製造への負荷は増大する。処分と分離・変換技術のコストのトレードオフ、リスクが発生する時間スケールの違い、分離・変換技術の技術が実現する時期なども関連しており、全体最適を目指すことは容易ではない。

軽水炉技術を中心としプルサーマルを1回利用する程度の簡単な核燃料サイクルにおいては、フロントエンドと原子炉は固定し、再処理と処分を中心とするバックエンドの範囲で最適化を行うことが可能であるが、将来のプルサーマル燃料の管理（再処理）、さらに高速炉などの先進的なプルトニウム利用の原子力システムを最適化する場合、使用済み燃料再処理がフロントエンド・原子炉に影響していくことから、最適化は更に困難になる。

2. 研究専門委員会の活動概要

「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会は、バックエンド部会において、再処理・リサイクル部会との連携のもと、「分離・変換技術が放射性廃棄物の処理・処分に及ぼす影響を、定量的、総合的に検討すること」を目的として設立され、上記の困難に正面から取り組むこととなった。そこで、再処理、処分、核変換などの広範囲の専門家を委員およびオブザーバーとして招聘した。

設立された 2019 年度は分離・変換技術を含む先進的な核燃料サイクルについて調査し、分離・変換技術の現状や、処理・処分に及ぼす効果についての既往研究の把握に努めた。

2020 年度からは全体最適化に向けた方法論の検討を行い、「技術-特性マトリクス」を用いた核燃料サイクルの性能評価を実施することとした。軽水炉、プルサーマル、将来型炉などの大きく性質が異なる 3 つの核燃料サイクルに対して、それぞれワーキンググループを編成たうえで個別グループによる評価を開始し、検討状況を 2021 年春の年会で報告した。

最終年度にあたる 2021 年度は評価を終了し、得られた知見を基に提言を行う。

3. 総合的な性能評価の考え方

「総合的な」核燃料サイクル評価には二つの意味合いがある。一つは、フロントエンドからバックエンドまでの「全て工程」を含んでいることである。すでに述べたように分離・変換技術の導入はサイクル全体に影響を与えるため、一部だけを取り出した性能評価では不十分である。

もう一つは、「全ての特性」を含んでいることである。本評価では、経済性、資源、安定性、環境影響、安全性、セキュリティ、核不拡散、技術実現性、柔軟性の 9 個の特性を取り上げた。経済性、安定性、環境影響、および安全性の 4 つの特性は他電源にも共通で、エネルギーミックスにおいて重要な S+3E の概念に一致するものである。セキュリティと核不拡散は原子力システムに特有である。技術実現性は、実用化されていない技術についてどの程度の開発が過去になされているか（技術成熟度）、そして、将来実用化までにどの程度の研究資源と時間が必要かを評価したものである。柔軟性は、処分における回収可能性・可逆性のように、当該技術が将来の社会的要請の変化に対応可能かを評価したものである。技術実現性および柔軟性は、評価対象の核燃料サイクルに至ることが容易かどうかに関連する。

性能評価については、総合的であること、すなわち網羅性を備えていることに加え、評価の重複を避けるために排他性を備えていることが望ましい。工程については、網羅性と排他性を備えることが比較的容易であるが、特性については難しい。例えば、社会的受容性や立地性といった特性は、経済性・安全性・環境負荷などの多くの特性に重複する。持続可能性も同じであり、こういった特性は慎重に排除されなくてはならない。これらの特性は、9 つの特性の重み付き和として、より上位に、社会科学的な検討のもとで表されるべきものである。

本委員会では、上記の二つを一覧するために、技術-特性マトリクスという概念を考案した。これは、図 1 に示すように、技術の行と特性の列から成るマトリクスである。技術の各行には、ある特定の核燃料サイクルの各工程がフロントエンドからバックエンドまで、漏れなく・重複なく含まれる。特性の各列には、経済性などの定量化が可能な、あるいは、技術実現性などの科学的な見積もりが可能な指標が並べられている。したがって、それぞれのマスには一つの工程の一つの特性が評価されることとなる。このようなマトリクスを用いることにより、漏れの無い総合的な評価が可能となる。

その一方で、網羅的であるために全てのマス进行评估することには膨大な作業量が必要となる。そこで、今回の委員会で意図している分離・変換技術の影響をみるために、分離・変換を導入することによるそれぞれのマスの「変化分」を評価することから着手することとした。それにより多くのマスは評価不要となる。変化があるマスについて、既往の評価を流用するなどして評価を行う。それが難しい場合には、各分野の専門家が影響の大小と、不確実性（評価の現状）を判断し、影響が大きく不確実性が大きいマスを特定することで、将来の課題抽出を行う方針とした。

技術	特性									
	1. 経済性	2. 資源	3. 安定性	4. 環境影響	5. 安全性	6. セキュリティ	7. 核不拡散性	8. 技術成立性・実現性	9. 柔軟性	総合
	1.U探掘									
	2. 転換/濃縮									
	3. 燃料製造									
	4. 原子炉									
	5. SF貯蔵・輸送									
	6. 再処理・廃棄体化									
	7. HLW 貯蔵・輸送									
	8. 処分									
	総合									

図 1 技術-特性マトリクス

4. 評価対象の核燃料サイクル

本委員会では表 1 に示す 3 つの観点でワーキンググループ (WG) を編成し、各々で評価対象の核燃料サイクルを選定した。各 WG の評価結果については続く発表で述べられる。WG-A では、現行軽水炉サイクルを対象とした検討、WG-B では MOX プルサーマルサイクルを対象とした検討、そして WG-C では高速炉サイクルを対象とした検討を実施した。

表 1 各 WG が着目した核燃料サイクルオプション

WG	A	B	C
目標	現行軽水炉サイクルを対象とした検討	MOX プルサーマルサイクルを対象とした検討	高速炉サイクルを対象とした検討
観点	現行の核燃料サイクル（軽水炉使用済み燃料再処理）で発生する HLW への分離・変換技術の適用。	MOX プルサーマルサイクルでの使用済み燃料再処理への分離・変換技術の適用	高速炉から発生する HLW に対して、MA リサイクルを適用。また、ADS で MA 核変換を実施

5. まとめ

「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会の設立背景と活動概要、および、技術-特性マトリクスを用いた核燃料サイクル間の相対評価手法について述べた。

*Kenji Nishihara¹

¹JAEA

総合講演・報告 「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会
[バックエンド部会、再処理・リサイクル部会共催]

分離・変換技術の廃棄物処理・処分への適用：
先進的核燃料サイクルの総合的な性能評価

Application of partitioning and transmutation technology to waste management:
Assessment of total performance of advanced nuclear fuel cycle

(2) 現行軽水炉サイクルを対象とした評価

(2) An assessment for current LWR cycle

*中瀬正彦¹、西原健司²、石尾貴宏³、山下雄生⁴、田辺博三⁵、近藤直樹⁶、森田圭介²、
鷹尾康一郎¹、伴康俊²、池田孝夫⁷

¹東京工業大学、²日本原子力研究開発機構、³日本原燃(株)、⁴東芝 ESS、
⁵バックエンド部会、⁶三菱総合研究所、⁷日揮(株)

先進的核燃料サイクルの総合的な性能評価の一部として実施している「現行の軽水炉使用済燃料の再処理」を対象とした検討結果について述べる。

キーワード：核燃料サイクル、軽水炉使用済燃料、再処理、性能評価、MA、Sr/Cs、PGM/Mo

1. はじめに

WG-A では、現行の核燃料サイクル（軽水炉使用済燃料再処理＋プルサーマル）で発生する HLW に対して FP 分離・MA 変換等を適用した場合の得失を明らかにするため、技術-特性マトリクスの検討を実施した。昨年度はシナリオを選定し、PGM/Mo を分離・資源化した場合の得失の検討を通じて技術-特性マトリクスを試作した。本年度は更に Sr/Cs 分離、MA 分離保管に関する検討を行った。

2. シナリオ設定

WG-A では、現行の核燃料サイクルで発生する HLW に対して分離変換技術を適用した場合の得失を明らかにするため、シナリオの検討を行った(図 1)。比較の基準となる参照シナリオとして現在わが国で採用されている軽水炉を用いた Pu 一回りサイクル（UOX 使用済燃料再処理、Pu 一回りサイクル、MOX 使用済燃料貯蔵）を設定した(0)。分離変換技術を適用した場合として、20 年間程度で技術的に六ヶ所再処理工場に適用可能性があるという観点から、MA 分離貯蔵シナリオ(1)、Sr/Cs 分離シナリオ(2)、PGM/Mo 分離資源化シナリオ(3)の 3 つのシナリオを設定し、参照シナリオと比較した。ウラン採掘～軽水炉使用、および、再処理で取り出した Pu の利用は、上記の 3 つの分離変換シナリオの導入による影響を受けないことから、評価を行わなかった。評価対象となるのは、再処理、廃棄体製作、廃棄体貯蔵、処分、資源化などの工程である。MA、Sr/Cs、および、PGM/Mo の分離については、20 年後程度の六ヶ所再処理工場への適用可能性を意識して、可能な限り実用化に近い技術を選択することを心掛けた。以下の項では 3 つの分離変換シナリオの技術-特性マトリクス評価から特記すべきことがらを挙げる。

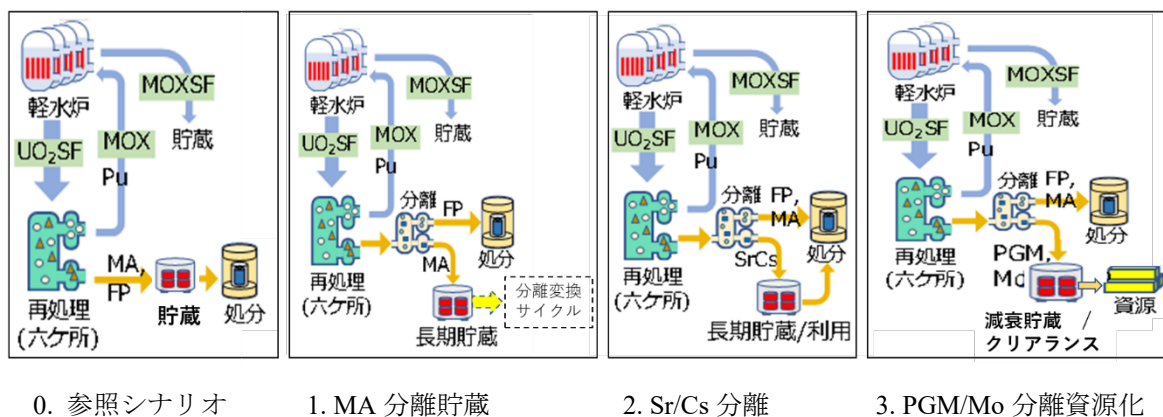


図1 技術-特性マトリクス作成の際のシナリオ

3. 技術-特性マトリクスの評価

3.1 MA 分離貯蔵シナリオ

表1にMA分離貯蔵シナリオにおける技術-特性マトリクスを示した。評価結果から特記すべきことがらを挙げる。なお、変化しないと判断された特性については表1から省いている。

- MAの分離により、HLWガラス固化体の本数低減、処分場規模の低減、一部の処分場安全評価シナリオにおける安全性の向上などが見込まれる。ただし、これらの程度については、ガラス固化技術や処分技術の進展、また、特に処分候補地の絞り込みに伴う処分概念の具体化に強く影響を受けるため、詳細な分析が今後も継続的に必要である。
- 再処理へのMA分離工程の付加、MA安定化/貯蔵工程の追加などによる経済性の悪化と上記の向上との見合いにより、本シナリオの実施判断がなされることが考えられる。
- 安定化/貯蔵されたMAは、将来のFBRやADSの導入シナリオに対応して供給可能なことからシナリオの柔軟性に寄与すると考えられる。他方、核変換システムの実用化に至らなかった場合には安定化されたMAを処分する必要があるが生じる。
- MA分離では、分離の難しいREがMAにある程度随伴することを許容することで、より実現性の高い技術が適用可能である。これまで、MAとREの一括回収については実廃液を用いたフロー試験による実証を終えており、今後、スケールアップ試験が必要である。MA安定化については初期試験段階にあり、今後、手法の選定、MAを用いた試験、スケールアップ試験等が必要である。

表 1 MA 分離貯蔵シナリオにおける技術-特性マトリクス

	1. 経済性	4. 環境影響	5. 安全性	6. セキュリティ	7. 核不拡散性	8.1 技術成熟度	8.2 技術実現性	9. 柔軟性
6.1. 再処理	[**]MA 分離工程増加		[*]MA 工程増加によるリスク増加	[*]MA 分離工程追加による防護対象(建屋、MA 製品)の増加		[B]DGA により g オーダーでの回収に成功している。RE 随伴を許容した MA 高回収率が現実的。	[費用 A][期間 B] 濃縮廃液での試験、スケールアップ試験、基礎設計が必要	
6.2 廃棄体化	[+*]MA 分離により、固化体本数が減少する					[A]PGM 沈殿防止、YP 形成防止に対応した溶融炉のモックアップ試験済	[費用 A][期間 A] 六ヶ所再処理工場の溶融炉更新での導入検討中	
6.3 MA 安定化	[**]安定化工程追加		[*]安定化工程増加によるリスク増加	[*]安定化工程追加による防護対象(建屋、MA 製品)の増加	・安定化工程追加による防護対象(建屋、MA 製品)の増加	[C]固化手法選定のための初期試験段階	[費用 A][期間 A]	[+*]フルオライト型(UO ₂)マトリックスからの他の MA 含有燃料への転換は容易であり、柔軟性がある。
6.4 MA 貯蔵	[*]貯蔵施設追加		[*]貯蔵工程増加によるリスク増加	[*]貯蔵工程追加による防護対象(建屋、MA 製品)の増加	[*]貯蔵工程追加による防護対象(建屋、MA 製品)の増加	[A]既往のガラス固化体貯蔵施設概念で対応可能		[+**]MA 核変換を実施する時期の制約がなくなる。 [**]将来 MA 核変換が実施されない場合の対処方法が必要である。
7.1 HLW 貯蔵	[+*]固化体本数減少、貯蔵期間短縮							
7.2 HLW 輸送	[+*]固化体本数減少							
8. 処分 (LLW, HLW)	[*]分離プロセスからの LLW [+*]固化体本数減少、長期発熱核種の除去により定置間隔縮小により処分場面積を低減できる可能性	[+*]処分場面積低減	[+*]・ガラス溶解速度への熱影響低減。 ・一部シナリオで被ばく線量を低減できる可能性。			[A] CHON 元素であり焼却可能。プロセス廃棄物は LLW となる見込みであり大きな開発課題ではない。		[+*]発熱性核種低減により処分場レイアウトに柔軟性が生じる

[+]性能向上、[-]性能低下、[?]不明（以降の性能変化の程度は評価しない）、空欄は参照シナリオと変化なし；** 変化大、* 変化小、? 不明；(A) 実用化段階、(B)実証段階、(C)基礎段階；(A)10 年以下、(B)10-30 年、(C)30 年以上；(A)1000 億円以下、(B)1000 億-1 兆円、(C) 1 兆円以上

3.2 Sr/Cs 分離シナリオ

Sr/Cs 分離貯蔵シナリオにおける技術-特性マトリクスの評価結果から特記すべきことがらを示す。

- ・ Sr/Cs の分離により、再処理工程の蒸発乾固事象の時間的余裕の緩和、HLW（Sr/Cs のガラス固化体とその他の元素を含むガラス固化体）のべ貯蔵量の低減などの改善があるが、HLW の本数ならびに地層処分場規模に対しては効果がないか、若干悪化する。
- ・ 再処理への Sr/Cs 分離工程の付加は、六ヶ所再処理工場の比較的大きい改造であり経済性を悪化させるため、上記の改善点からのみでは導入の意義づけは小さい。
- ・ Cs の利用については、産業用の放射線照射で Co-60 の代替となり得る。ただし、分離による供給可能量は現在の国内消費量を大きく上回っており、需要喚起がなければ全量を分離する必要はない。
- ・ Sr については、RI 電池としての利用が考えられるが、現在ほとんど使われておらず、利用の見込みは小さい。
- ・ 以上のことから、Cs の利用価値を勘案し必要量の Cs のみを分離することが考えられる。
- ・ ただし、Sr/Cs 分離と MA 分離を同時に行った場合は未検討である。MA 分離を行った場合、フランスの

例のように定置方法によっては長期貯蔵により処分場規模の縮小が見込まれるが、さらに、Sr/Cs 分離によって、長期貯蔵の負荷（のべ貯蔵量）を緩和する効果が重要になる可能性がある。

- ・ Sr/Cs の分離技術は、溶媒抽出法の研究開発が海外で行われており、実廃液でのフローシート試験が実施されるなど、実証段階を終えていると考えられる。今後は、廃棄体化を含んだスケールアップ試験が必要である。

3.3 PGM/Mo 分離資源化シナリオ

PGM/Mo 分離資源化ナリオにおける技術-特性マトリクスの評価結果から特記すべき事柄を示す。

- ・ PGM/Mo の分離によって、Ru-106 排除による再処理工程の安全性向上、熔融炉運転性向上、2 割程度の固化体本数低減、ガラス固化体性状安定化による処分信頼性向上などの利益があるが、これらの課題に対しては、すでに再処理安全設計、新型ガラス熔融炉の開発などが行われており、解決の見込みがある。
- ・ 再処理への PGM/Mo 分離工程の付加は、六ヶ所再処理工場の比較的大きい改造であり経済性を悪化させるため、上記の観点からのみでは導入の意義づけは小さい。
- ・ 一方、近年の PGM 元素の価格高騰および資源の希少性から PGM 資源を供給する意義は大きいと考えられる。800 トンの使用済燃料に含まれる PGM の価値は 450 億円に上る。特に Ru および Rh の経済的価値および希少性は顕著である（Ru と Rh で世界の資源量の 1.7 %/32000tSF と 0.5 %/32000tSF）。Pd についてはクリアランスには偶奇分離技術が必要であることから優先度は低い。
- ・ Mo に対しても、近年加速器を用いた Mo-99 製造技術が実用化に近づいており、その原材料としての価値があれば、分離する意義がある。ただし、必要量は分離による供給可能量を大きく下回る見込みであり、Mo の全量を分離する必要はない。
- ・ 以上のことから、PGM および Mo の資源としての利用価値を勘案し、PGM/Mo 分離の実施を判断するものと考えられる。
- ・ PGM および Mo の分離技術は、電解法や溶媒抽出法が開発されているが、いずれも模擬廃液を対象とした試験にとどまっており、今後、実廃液を用いた実証に進む必要がある。Ru および Rh を分離したのちの資源化については、放射線が十分に減衰しクリアランス以下になった後は一般産業と同様であり実用化されていると考えられる。Pd の資源化に必須のレーザーによる偶奇分離技術では近年革新的な前進があったものの、実用化にはなお研究開発が必要である。

4. まとめと今後の展望

先進的核燃料サイクルの総合的な性能評価として、現行の軽水炉使用済燃料の再処理を対象とした検討を行った。WG-A では他の WG よりも具体的な検討が行いやすいため、六ヶ所再処理工場に技術導入すると想定した場合のシナリオについて検討を進めた。こういった前提のもとに 1. MA 分離貯蔵、2. Sr/Cs 分離、3. PGM/Mo 分離資源化の各々について技術-特性マトリクスを作成し、各技術導入、シナリオの得失を評価した。発表では 1. MA 分離貯蔵のみならず、2. Sr/Cs 分離、3. PGM/Mo 分離資源化のシナリオについても技術-特性マトリクスを示し、検討結果を詳説する。

*Masahiko Nakase¹, Kenji Nishihara², Takahiro Ishio³, Yu Yamashita⁴, Hiromi Tanabe⁵, Naoki Kondo⁶, Keisuke Morita², Koichiro Takao¹, Yasutoshi Ban² and Takao Ikeda⁷

¹Tokyo Tech., ²JAEA, ³JNFL, ⁴TOSHIBA EES, ⁵AESJ NUCE, ⁶MRI, ⁷JGC JAPAN Co.

総合講演・報告「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会
[バックエンド部会, 再処理・リサイクル部会共催]

分離・変換技術の廃棄物処理・処分への適用：
先進的核燃料サイクルの総合的な性能評価

Application of partitioning and transmutation technology to waste management:
Assessment of total performance of advanced nuclear fuel cycle

(3) MOX プルサーマルサイクルを対象とした評価

(3) An assessment for MOX plu-thermal cycle

*牧野仁史¹、朝野英一²、宇佐見剛³、塚田毅志⁴、池田孝夫⁵、川合康太⁶、渡邊大輔⁷

¹ 日本原子力研究開発機構、² 原子力環境整備促進・資金管理センター、³ 電力中央研究所、
⁴ 日本原燃株式会社、⁵ 日揮（株）、⁶ （株）三菱総合研究所、⁷ 日立GEニュークリア・エナジー（株）

本発表では、先進的核燃料サイクルの総合的な性能評価の一部として実施している「MOX プルサーマルサイクル」を対象とした評価結果について述べる。

キーワード：核燃料サイクル、MOX プルサーマルサイクル、MA 分離、性能変化、技術成熟度・実現性

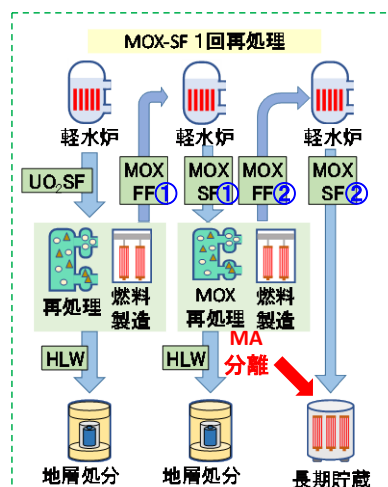
1. はじめに

WG-B は、MOX プルサーマルサイクルでの使用済燃料再処理への分離・変換技術の適用を検討することを目的とする。2021 年度は、MA 分離適用の有無の違いによって、燃焼製造・発電～再処理～廃棄物処理～処分のサイクル全体のどの技術分野にどのような影響を与えうるか等に着目した評価を行った。

2. シナリオの選定

検討対象とするシナリオとしては、現行軽水炉サイクルを経て製造された MOX-FF①、その燃焼 (MOX-SF①)、その再処理からの MOX 燃料の製造 (MOX-FF②) 及びその燃焼 (MOX-SF②) を対象とする (図 1 左)。その中で、MA 分離の影響の検討対象は、MOX-SF①に対する「6.再処理」～「8. 処分」、及び MOX-SF②に対する「1. U 採掘」～「5.2 SF 貯輸送」までとする (図 1 右)。

2021年度検討での対象シナリオ:
LWR-MOX-SFの1回リサイクル+MA分離



WG-Bで対象とするMOXの状態とプロセスの関係

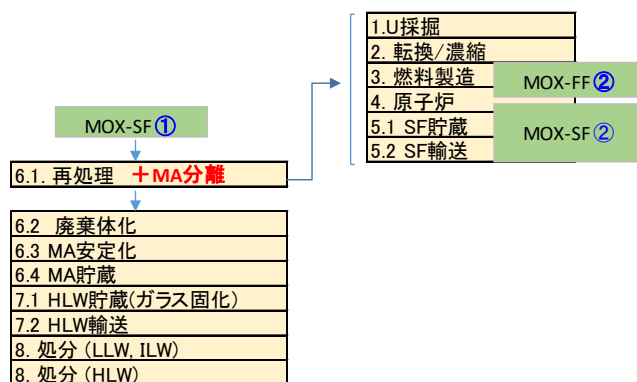


図1 WG-Bでの検討対象シナリオ及びMA分離影響の検討で対象とするプロセス

本検討では、MOX プルサーマルでの使用済燃料再処理について、「MA 分離なし」に対して「MA 分離あり」の場合でどのような「性能変化」（好ましい方向、あるいは好ましくない方向、及びその変化の大小等）が考えられるかに着目する。また、MA 分離の適用に係る技術的課題等がある場合には現段階での「技術成熟度」、また技術開発が必要な場合の「R&D 期間・費用」などについて、可能な範囲で検討を進める。

分離技術は WG-A での MA 分離貯蔵シナリオについての検討を参考として MA・RE 一括分離を想定し、分離対象は MOX 単独の再処理として、MA 分離がサイクルの各技術分野に及ぼす影響を検討した。

3. 技術－特性マトリクス評価の検討結果

表 1 に、技術と特性のマトリクス形式で、MOX サイクルでの MA 分離の影響の特徴や傾向等のポイント、またそれが「MOX サイクルに特有」か「現行軽水炉サイクルの場合と同様」かなどを簡潔に整理し、全体を俯瞰できるようにした。なお、「1.U 採掘」「2. 転換/濃縮」「3. 燃料製造」「4. 原子炉」「5.1 SF 貯蔵」「5.2 SF 輸送」については、すべての特性について、MA 分離の実施による顕著なあるいは特徴的な影響はないと考えられ、マトリクスは空欄となるため、表 1 ではそれらは記載していない。

MA 分離の主な影響の特徴や傾向を特性ごとにまとめる以下ようになる。

- ・経済性：再処理～処分のほぼすべての技術分野への影響が挙げられたが、廃棄体数や発熱量の低下が生じる場合に「8. 処分」で期待される処分場面積減少などの好ましい影響以外は、MA 分離工程及びそれに伴う後工程の追加によるコスト増などの経済性に対して好ましくない方向につながると考えられる。また、他の特性に比べて、MOX サイクルでの MA 分離に特有な点として評価されるものが多く、これは MA 分離やその後の工程に MOX 特有の対応が必要になる可能性があることを示唆している。
- ・安全性：再処理～処分のほぼすべての技術分野への影響が挙げられ、MA 分離工程やそれに伴う工程の追加は、リスクの増加など安全性に対して好ましくない方向につながると考えられた。一方、「6.2 廃棄体化」の MA 分離による放射線量の低下がもたらす安全性の向上、また「8.処分(HLW)」では MA 分離による MA インベントリ低減による一部のシナリオでの線量評価結果の低減など好ましい方向につながる可能性が挙げられた。
- ・セキュリティ、核不拡散性：「6.3 MA 安定化」「6.4 MA 貯蔵」での MA 分離に伴う安定化工程や貯蔵工程の追加による防護対象（施設、MA 製品）の増加が、好ましくない方向につながる影響として挙げられた。
- ・技術成熟度、技術実現性：再処理～処分における課題や技術成熟度・実現性は、既存技術の適用、あるいはそれを基盤とすることで対応可能と考えられることから、現行軽水炉サイクルでの MA 分離と基本的に同様と評価された。
- ・柔軟性：「8. 処分 (HLW)」について、発熱性核種低減による処分場レイアウト設定の柔軟性が挙げられた。

「6.4 MA 貯蔵」では、将来 MA 核変換が実施されない場合の対処方法の必要性が指摘された。

4. まとめと今後の課題

本年度の WG-B では、MOX プルサーマルでの使用済燃料再処理について、「MA 分離なし」に対して「MA 分離あり」の場合でどのような「性能変化」が考えられるか、また「MA 分離あり」の場合の技術的な現状と課題に着目して検討を進めた。

その結果、MA 分離の実施において特に着目すべきこと（顕著なあるいは特徴的な影響、技術的な問題・課題等）は、「1. 経済性」「5. 安全性」の特性に係るものが中心であり、再処理以降のほぼすべての技術について挙げられた。また、多くで「現行軽水炉サイクルでの MA 分離と基本的に同様」と判断された。一方、「MOX サイクルでの MA 分離に特有な点あり」も、「1. 経済性」での「6.1. 再処理」「6.2 廃棄体化」「6.3 MA 安定化」「6.4 MA 貯蔵」および「8. 処分 (HLW)」で挙げられた。

発表では、MOX サイクルにおける MA 分離の影響に関する特徴として挙げられた事項や、今後さらに深い検討としていくために挙げられた課題や留意点等について詳説する。

表1 WG-B 技術—特性マトリクス評価 (1/2)

特性 技術「:」	1. 経済性	2. 安定性	3. 資源	4. 環境影響	5. 安全性	6. セキュリティ	7. 核不拡散性
6.1. 再処理	<MOXサイクル特有> [-]MA 分離を再処理に含めるなら工程の追加によりコスト増。軽水炉と比べ MOX 燃料は MA 濃度が高いので更にコスト増。	—	—	—	<軽水炉サイクル同様> [-?]MA 分離を再処理に含めるなら新技術の導入で安全性は低下。	—	—
6.2 廃棄体化	<MOXサイクル特有> [?]MA 分離によりガラス固化体本数が減りコスト低下の可能性。ただし、プロセスの組み方により様々な可能性が考えられる。	—	—	—	<軽水炉サイクル同様> [+*]取り扱う線量の減少で安全性はごく僅かに向上する可能性。	—	—
6.3 MA 安定化	<MOXサイクル特有> [-**]安定化工程追加。規模は MOX の方が大。	—	—	—	<軽水炉サイクル同様> [-*]安定化工程増加によるリスク増加。	<軽水炉サイクル同様> [-*]安定化工程追加による防護対象(建屋、MA 製品)の増加。	
6.4 MA 貯蔵	<MOXサイクル特有> [-*]貯蔵施設追加。規模は MOX の方が大。	—	—	—	<軽水炉サイクル同様> [-*]貯蔵工程増加によるリスク増加。	<軽水炉サイクル同様> [-*]貯蔵工程追加による防護対象(建屋、MA 製品)の増加。	
7.1 HLW 貯蔵 (ガラス固化)	<軽水炉サイクル同様> [+]MA 分離で本数が減る場合、その分のコスト低下が期待される。	—	—	—	—	—	—
7.2 HLW 輸送	<軽水炉サイクル同様> [+]MA 分離で本数が減る場合、その分のコスト低下が期待される。	—	—	—	—	—	—
8. 処分 (LLW, ILW)	<軽水炉サイクル同様> [?]上流側のプロセスの変更の有無や内容により LLW や ILW の発生量は異なる。	—	—	—	<軽水炉サイクル同様> [?]MA 分離による LLW、ILW の発生量、核種組成の変化の確認が必要。	—	—
8. 処分 (HLW)	<MOXサイクル特有> [+*]MA 分離による発熱量低減や本数の低減により処分場面積等の低減が期待される。	—	—	—	<MOXサイクル特有> [+?]MA 分離による MA インベントリ低減により一部のシナリオにおいて線量評価結果の低減が期待される。	—	—

【性能変化の程度】** 変化大、* 変化小、? 不明（以降の性能変化の程度は評価しない）

【技術成熟度】(A)実用化段階、(B)実証段階、(C)基礎段階

【技術的実現性 (R&D 期間)】(A)10 年以下、(B)10-20 年、(C)30 年以上

【技術的実現性 (R&D 費用)】(A)500 億円以下、(B)500 億-5000 億円、(C)5000 億円以上

—: MA 分離の有無による大きな変化や影響はないと考えられる場合

表1 WG-B 技術—特性マトリクス評価 (2/2)

特性 技術	8.1 技術成熟度	8.2 技術実現性	9. 柔軟性
6.1. 再処理	<軽水炉サイクル同様> [B]DGA により g オーダーでの回収に成功。RE 随伴を許容した MA 高回収率が現実的。 [B]抽出法・クロマト法は、プロセスフローシートの研究開発の TRL は 6 と評価されている。	<軽水炉サイクル同様> [費用 A][期間 B]濃縮廃液での試験、スケールアップ試験、基礎設計が必要 [費用?][期間 C]抽出法・クロマト法は、分離割合 99.9%を達成可能と評価されている。	—
6.2 廃棄体化	<軽水炉サイクル同様> [A]PGM 沈殿防止、YP 形成防止に対応した熔融炉のモックアップ試験済	<軽水炉サイクル同様> [費用 A][期間 A]六ヶ所再処理工場の熔融炉更新での導入検討中	—
6.3 MA 安定化	<軽水炉サイクル同様> [C]固化手法選定のための初期試験段階。既存の脱硝方法が適用できると想定。	<軽水炉サイクル同様> [費用 A][期間 A]既存の脱硝方法が適用できると想定。	<軽水炉サイクル同様> [+*]フルサイト型 (UO ₂) マトリクスからの他の MA 含有燃料への転換は容易であり柔軟性がある。
6.4 MA 貯蔵	<軽水炉サイクル同様> [A]既存のガラス固化体貯蔵施設概念で対応可能。	<軽水炉サイクル同様> [費用 A][期間 A]大きな研究開発要素は無いと想定 (容器に入れて貯蔵を想定)。	<軽水炉サイクル同様> [+**]MA 核変換実施時期の制約がなくなる。 [-**]将来 MA 核変換が実施されない場合の対処方法が必要である。
7.1 HLW 貯蔵 (ガラス固化)	<軽水炉サイクル同様> (A)UO ₂ サイクルでの既存技術等で基本的に対応できると考えられる。	—	—
7.2 HLW 輸送		—	—
8. 処分 (LLW, ILW)		—	—
8. 処分 (HLW)	<軽水炉サイクル同様> (A)処分場面積の低減や線量評価は既存技術で対応可能と考えられる。	—	<軽水炉サイクル同様> [+*]発熱性核種低減により処分場レイアウトに柔軟性が生じる可能性がある。

*Hitoshi Makino¹, Hidekazu Asano², Tsuyoshi Usami³, Takeshi Tsukada⁴, Takao Ikeda⁵, Kota Kawai⁶, Daisuke Watanabe⁷¹JAEA, ²RWMC, ³CRIEPI, ⁴JNFL, ⁵JGC, ⁶MRI, ⁷Hitachi-GE

総合講演・報告 「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会
[バックエンド部会, 再処理・リサイクル部会共催]

分離・変換技術の廃棄物処理・処分への適用：
先進的核燃料サイクルの総合的な性能評価

Application of partitioning and transmutation technology to waste management:
Assessment of total performance of advanced nuclear fuel cycle

(4) 高速炉サイクルを対象とした評価

(4) Assessment for fast reactor cycle

*渡部 創¹, 佐々 敏信¹, 大和田 仁², 斉藤 拓巳³, 石尾 貴宏⁴, 村上 毅⁵, 島田 隆⁶

¹ 日本原子力研究開発機構、² 原子力環境整備促進・資金管理センター、³ 東京大学、

⁴ 日本原燃(株)、⁵ 電力中央研究所、⁶ 三菱重工(株)

本発表では、先進的核燃料サイクルの総合的な性能評価の一部として実施している「高速炉サイクル」を対象とした評価結果について述べる。

キーワード：核燃料サイクル、性能評価、高速炉サイクル、加速器駆動核変換システム

1. はじめに

研究開発途上である高速炉サイクルについて、軽水炉技術と同様に技術-特性マトリクスの評価を行うためには、シナリオを限定した上で、公開文献をベースとした調査を行う必要がある。また、技術-特性マトリクスの全項目を埋めることが困難となることも予想される。そこで、代表的なシナリオを選定し、MA 分離核変換による影響に着目した評価を行った。

2. シナリオの選定

シナリオを構成する要素として(1)炉及び核変換のタイプ、(2)燃料サイクル(再処理+燃料製造)がある。(1)については高速炉による核変換と ADS(加速器駆動核変換システム)を、(2)には MA(マイナーアクチニド)分離の有無をオプションとした。これらのオプションの組み合わせによって評価を行うシナリオを構築した。

2.1 炉及び核変換技術

(1) 高速炉

高速炉システムに関しては高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究(FS)¹⁾、高速増殖炉サイクル実用化研究開発(FaCT プロジェクト)²⁾において技術の概要、コストについて記載されており、これらを基に経済性評価の試算結果も示されている³⁾。これらの文献を基に調査を行った。基本となる技術はFS フェーズ II において主概念として選定された、ナトリウム冷却酸化物燃料炉とした。比較のため、副概念として選定された金属燃料炉についても調査を行った。

(2) ADS

ADS の導入方法として、現在原子力機構を中心に検討を進めている、階層型での利用を前提とした。ADS は核変換専用として用いられ、発電炉として高速炉が合わせて利用される。従って発電サイクルと核変換サイクルの2階層のサイクルが同時に独立して動く。高速炉発電用サイクルで回収した MA は全て ADS サイクルに供する。ADS 技術については、JAEA のレポート⁴⁾や OECD/NEA から出されている報告書⁵⁾等を基に調査を行った。

2.2 燃料サイクル技術

(1) 再処理

酸化物燃料高速炉に適合する再処理プロセスとして、先進湿式再処理法を採用する。本プロセスは解体せん断、連続溶解、晶析、溶媒抽出による U/Pu/Np 共回収から成るプロセスである。溶媒抽出プロセスによって Np が U, Pu と共に回収されるため、Np の分離はオプションとはしない。ADS 階層型における核変換サイクル及び金属燃料炉に適合する再処理技術としては、乾式再処理を組み合わせる。燃料製造技術として、湿式再処理には簡素化ペレット法を、乾式再処理には射出鑄造法を組み合わせる。

(2) MA 分離

3 価の MA (Am, Cm) の硝酸溶液からの回収方法としては、プラントでの運転実績のある溶媒抽出法を基に調査及び評価を実施した。MA 分離工程を追加することによって増加するコストについては文献⁶⁾から情報を得た。金属燃料サイクル及び ADS サイクルについては、MA 分離変換は切り離すことが出来ないためオプションとはしない。

上記の要素技術の組み合わせとして、下記の通り 3 つのシナリオについて評価を行うこととした (図 1 参照)。ここで、シナリオ 0 として高速炉による U, Pu リサイクルをリファレンスとした。

シナリオ 0 : U, Pu リサイクル (Na 冷却酸化物燃料高速炉+先進湿式再処理(Np 分離まで))

シナリオ 1 : 高速炉分離変換 (Na 冷却酸化物燃料高速炉+先進湿式再処理(MA 分離含)),

シナリオ 2 : 高速炉分離変換 (金属燃料高速炉+乾式再処理)

シナリオ 3 : ADS 分離変換 (ADS 核変換サイクル+高速炉発電サイクル)

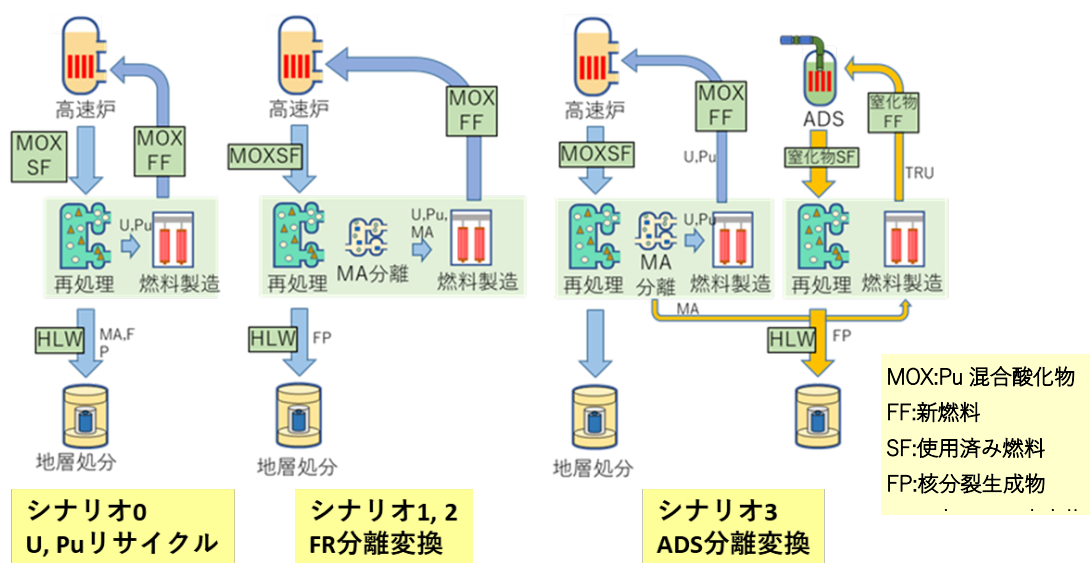


図 1 調査を進めるシナリオ (0~3) の概要

3. 技術-特性マトリクス評価

3.1 リファレンスシナリオの調査の概要

炉システム、燃料再処理、燃料製造の 3 技術に対し、マトリクス表に整理すべきパラメータについて、既存技術である軽水炉システムとの比較がなされている項目を中心に調査を行った。例えば経済性については、炉システム、燃料再処理、燃料製造の各項目について 41 万円/kWe、45.5 万円/kgHM、35.5 万円/kgHM であり、発電単価については、将来の軽水炉の発電コストと競合可能と評価されている。資源の利用効率の観点では、酸化物燃料高速炉サイクルを利用することで、U 回収率を 99.99%、Pu/Np については 99.98%と評価しており軽水炉サイクルよりも格段に高い燃料資源の利用効率であると言える。一方で、原子炉として他電源と比較して水資源を大量に利用し、炉型による違いは大きくないと評価できる⁷⁾。技術的成立性については、各技術の詳細な項目について技術成熟度レベル(TRL)を用いて評価されている。炉システムについては一部

TRL が 5 の開発段階とされている技術（ナトリウム対策、冷却系技術など）もあるが、大半の要素技術について TRL6 以上であり、技術の実証段階以上または実証段階に進める状況にある。燃料再処理では、解体・せん断工程など TRL6～7 で、技術の実証段階にあるものも存在するが、ソルトフリー洗浄技術といった TRL4 で、技術の開発段階であるものも含まれる。燃料製造では、ペレット製造技術など TRL5～6 であり、技術の実証段階か、実証段階に進める状況にあるものも多いが、中空ペレットの検査技術、規格外ペレットの乾式リサイクル技術といった TRL4 で、技術の開発段階にあるものも存在する。

3.2 MA 分離変換導入の効果の評価

上記リファレンスシナリオについて得られた情報を前提として、シナリオ 1-3 について、MA 分離核変換の導入の効果や採用している技術の違いに着目して情報の収集及びマトリクス表の整理を行った。主要な結果として、経済性、技術的成立性、廃棄物処理処分性についての評価を下記に記す。

酸化物燃料サイクルの場合、MA 分離に着目すると、再処理工場に MA 回収建屋追設によって、建設費等投資費が約 30 %、運転・保守費が約 25 %増加し、経済性としては約 30%低下する見込みである。技術的成立性の観点では、燃料製造における MA の取り扱い技術や再処理における MA 分離技術において TRL4～5 の技術の開発段階にある項目が増える。一方、ガラス固化体への高レベル放射性廃液の充てん量が放射性核種の発熱量の制限を元に決定される場合、MA 分離により固化体本数の削減につながると期待されるため、ガラス固化体の貯蔵、輸送、処分の観点で利点が生じると考えられる。また、MA 分離核変換がその他の評価項目に与える影響は顕著ではないと考えられた。したがって、MA 分離核変換の導入により経済性及び技術的成立性の観点で負荷が増えるものの、廃棄物処理の観点で利点が期待できると言える。

金属燃料サイクルでは、経済性について、炉システム及び燃料製造については設計要求値を満足するという観点で、酸化物燃料サイクルと同等であると考えられる。再処理についてはスケールによって評価が異なり、小規模プラント 50tHM/y では先進湿式法よりも経済性が高く、大規模プラント 200tHM/y ではやや経済性が劣る。技術的成立性については、高燃焼度・高被覆管温度化など技術の実証段階に進める状況にあるものと、シビアアクシデントの安全評価技術など TRL4 のものが共存しており、酸化物燃料サイクルと同等であると評価できる。MA 分離変換の廃棄物処理処分に与える影響は、廃棄物の形態等の違いはあるが、酸化物燃料サイクルと同様に顕著である。以上より、酸化物燃料サイクルとの技術的な違いによる経済性や技術的成立性等について顕著な差異はなく、MA が分離核変換されることによる廃棄物処理処分への効果は大きいと言える。

ADS システムでは、大強度加速器の設置、窒化物燃料を使用することによる燃料製造プロセスの追加、N15 の濃縮に伴うプラントの設置等に起因した経済性の悪化が見込まれ、発電単価は発電炉に劣ると考えられる。また、ADS 固有の廃棄物として廃炉時の放射化した鉛ビスマスや窒化物燃料由来の C14 の漏洩が考えられ、対応するためのコスト増も考慮する必要がある。技術的成立性については、ADS 炉及び窒化物燃料製造技術において TRL3（実証段階直前にある基礎研究レベル）と評価され、高速炉システムと比較して開発課題が残っている状況にあると言える。高レベル放射性廃棄物については、MA 核変換により廃棄体数は減少し、熱的制限が緩和される。このため、処理・処分等への負荷は大きく低減すると考えられる。一方、階層型サイクルの追加により処理プロセスが増えるため、低レベルや中レベル放射性廃棄物の発生量は増加する。ADS 固有の廃棄物として、廃炉時の放射化した鉛ビスマスや窒化物燃料由来の C14 に起因する処理処分負荷の増加も考えられる。ADS システムの全体的な評価としては、高速炉システムと同様、コスト増や技術的課題は多いものの、高レベル放射性廃棄物廃棄体本数の減少が大きなメリットと考えられる。

4. まとめ

「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会では実施している先進的核燃料サイクルの技術・特性マトリクスを用いた評価の内、高速炉に関する技術のシナリオの選定を行い、調査及び評価を実施した。高速炉を用いた酸化物燃料サイクル、金属燃料サイクル及び ADS 階層型サイクルについて、MA 分離核変換を導入することで、経済性や技術的成立性の観点で課題はあるものの、廃棄物処理処分への負荷低減の観点で効果が期待出来る。

参考文献

- 1) 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-Evaluation 2006-002(2018).
- 2) 日本原子力研究開発機構、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).
- 3) 向井田恭子 他, 高速炉サイクルの経済性評価-炉の建設コストと燃料サイクルコスト-, 日本原子力学会誌, 61, 1, 40 (2019).
- 4) 大井川宏之 他, 原研における長寿命核種の分離変換技術に関する研究開発の現状と今後の進め方, JAERI-Review 2005-043 (2005).
- 5) OECD/NEA, Accelerator-driven Systems (ADS) and Fast Reactors (FR) in Advanced Nuclear Fuel Cycles, (2002).
- 6) 日本原子力研究開発機構, 経済産業省受託事業 平成 27 年度 高速炉等技術開発 成果報告書, 平成 28 年 3 月 (2016)
- 7) Poinssot, C., Bourg, S. & Boullis, B. Improving the nuclear energy sustainability by decreasing its environmental footprint. Guidelines from life cycle assessment simulations. Progress in Nuclear Energy 92, 234–241 (2016).

*Sou Watanabe¹, Toshinobu Sasa¹, Hitoshi Owada², Takumi Saito³, Takahiro Ishio⁴, Tsuyoshi Murakami⁵, Takashi Shimada⁶

¹JAEA, ²RWMC, ³UTokyo, ⁴JNFL, ⁵CRIEPI, ⁶MHI

総合講演・報告 「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会
[バックエンド部会, 再処理・リサイクル部会共催]

分離・変換技術の廃棄物処理・処分への適用：
先進的核燃料サイクルの総合的な性能評価

Application of partitioning and transmutation technology to waste management:
Assessment of total performance of advanced nuclear fuel cycle

(5) 総合的な性能評価のまとめと提言

(5) Summary of total performance assesment and recommendations

*稲垣 八穂広¹

¹九州大学

「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会で実施した分離・変換技術を導入する先進的核燃料サイクルの総合的な性能評価について、これまでの成果のまとめと今後の課題および提言を述べる。

キーワード：先進的核燃料サイクル，総合的な性能評価，放射性廃棄物，処理・処分，分離・変換

1. はじめに

この「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会は「分離・変換技術が放射性廃棄物の処理・処分に及ぼす影響を、定量的、総合的に検討すること」を目的として2019年度に設立され、関連する既往文献等の調査と情報の整理に取り組んできた。ここで、廃棄物の処理・処分を含む核燃料サイクルの特徴は、巨大な複合システムである点にあり、サイクルを構成する燃料製造－原子炉－再処理－廃棄物の処理・処分の各プロセス間の整合的なつながりによってはじめて効果的に機能するシステムである。従って、このシステムに分離・変換技術を新たに導入する「先進的核燃料サイクル」を考える場合、廃棄物の処理・処分に留まらず、再処理さらには原子炉や燃料製造等の上流側プロセスの性能・条件にも影響与えることから、先進的核燃料サイクルの実現には分離・変換技術の導入のこれら上流側プロセスへの影響についても定性的、定量的に評価し、システム全体としての最適化により総合的な性能向上をはかることが必要不可欠となる。

核燃料サイクルのもう一つの特徴は、サイクルおよびその構成プロセスに求められる性能の多様さである。その性能として「経済性」や「安全性」のみならず、「資源持続性」「環境影響」「セキュリティ」「核不拡散」等の様々な性能が求められ、また、求められる性能が時代とともに変化すると考えられることから、「柔軟性」も重要な性能となる。ここで注意すべき点は、これらの性能の多くがそれぞれ「トレードオフ」の関係を持つことである。例えば、分離・変換技術の導入により「廃棄物の処理・処分」の「安全性」「経済性」に関する性能が向上しても、その前段階プロセスである「再処理」の「安全性」「経済性」が悪化する可能性が容易に想像できる。

そこで、本委員会ではサイクルの上流から下流までの各プロセス（技術）に複数の性能（特性）を配列させた「技術-特性マトリクス」を設定して様々な関連情報を整理し（詳細は「前報告(1)「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会における活動概要と総合的な性能評価の考え方」に示す）、分離・変換技術の導入が技術-特性マトリクス中のそれぞれの項目（マス）にどのような変化を及ぼすかを現時点の技術・情報を元に評価した。このような整理を進めていくと当然のことながら、現時点の技術・情報のみでは十分な定量性や確実性を持って埋められないマスが出てくる。そこで、本評価の第一の目的は「どのマスが十分な定量性や確実性を持って埋められないのか？」を明らかにすることであり、さらには「そのマスを埋めるには何が必要か？」「そのマスを埋めることは現実的に可能か？」「そのマスを埋めることはそもそも必要か？」といった様々な課題を抽出して体系的に整理することとした。

次に、評価フレームとなる技術-特性マトリクスを埋めて総合的な性能評価を行うには、評価対象とするサイクルの種類を設定して比較評価する必要がある。ここでは現行軽水炉サイクルを含め以下の3種類のサイクルを評価対象とし、それぞれの評価対象についてワーキンググループ（WG）を設けて、分離・変換技術を導入した場合の詳細な性能評価を進めた。

- ・WG-A：現行軽水炉サイクルを対象とした評価
- ・WG-B：MOX プルサーマルサイクルを対象とした評価
- ・WG-C：高速炉サイクルを対象とした評価

2. 各ワーキンググループ（WG）における評価のまとめ

ここでは各 WG で得られた成果のまとめと今後の課題について、主要な一部を簡潔に整理した。

WG-A: 現行軽水炉を対象とした評価

現行の核燃料サイクル（軽水炉 UO_2 使用済燃料再処理＋プルサーマル 1 回）について、今後 20 年程度で六ヶ所再処理工場に導入可能な技術である事を前提として、発生する HLW に対して「MA 分離」「Sr/Cs 分離」「PGM/Mo 分離」の3つのシナリオを設定し、技術-特性マトリクスの整理からその得失を比較評価した。これらのうち「MA 分離」では発熱性核種である MA の低減により、廃棄体（ガラス固化体）の発生本数や発熱量が減少し処分場規模を低減できることから、「8. HLW 処分」での「安全性」「経済性」「柔軟性」が向上するが、その程度は限定的であることが推定された。一方、再処理プロセスへの MA 分離工程および MA 安定化／貯蔵工程の追加により「6. 再処理・廃棄体化」における「安全性」「経済性」が低下する。従って、その実施の判断には両者のトレードオフ関係の詳細な定量的評価が必要である。また、分離した MA の取扱い方（変換の有無および安定化／貯蔵方法）がそれらプロセスにおける性能の得失に影響を与えることが分かった。

WG-B: MOX プルサーマルサイクルを対象とした評価

MOX プルサーマルにおいて MOX 燃料の 1 回サイクルまでを対象シナリオとし、技術-特性マトリクスの整理から「MA 分離」を適用した場合の得失を比較評価した。MOX 燃料の燃焼では UO_2 燃料に比べて発熱性核種である MA の発生量が増加するため、「MA 分離」が「8. HLW 処分」での「安全性」「経済性」「柔軟性」の向上に寄与する割合が現行軽水炉サイクルに比べて大きくなることが推定された。一方、現行軽水炉サイクルの場合と同様に MA 分離工程および MA 安定化／貯蔵工程の追加により「6. 再処理・廃棄体化」における「安全性」「経済性」が低下するが、「技術成立性・実現性」については現行軽水炉サイクルと同程度のレベルであると判断された。また、分離した MA の取扱い方（変換の有無および安定化／貯蔵方法）が「8. HLW 処分」と「6. 再処理・廃棄体化」のプロセスにおける性能の得失に与える影響は基本的に現行軽水炉サイクルと同様と考えられるが、MA が多くなることへの留意が必要となる可能性も指摘された。

WG-C: 高速炉サイクルを対象とした評価

高速炉サイクルを対象に高速炉分離変換 2 種類（Na 冷却酸化物燃料高速炉＋先進湿式再処理、金属燃料高速炉＋乾式再処理）と ADS 分離変換の計 3 つのシナリオを対象とし、MA 分離核変換導入の得失を比較評価した。このうち高速炉分離変換（Na 冷却酸化物燃料高速炉＋先進湿式再処理）では MA 分離核変換による発熱性核種の低減によって「8. HLW 処分」での「安全性」「経済性」「柔軟性」が向上するが、MA 回収工程の追加等により「6. 再処理・廃棄体化」での「経済性」が約 30% 低下することが推定された。また、燃料製造における MA 取扱い技術や再処理における MA 分離技術がまだ開発段階（TRL4～5）であり、実用化までの期間とコストに不確実性があることが分かった。一方、ADS 分離変換では効率的な MA 核変換により「8. HLW 処分」での「安全性」「経済性」「柔軟性」が大幅に向上するものの、大強度加速器の設置や窒化物燃料を使用することによる燃料製造プロセスの追加等により「経済性」が大幅に低下し、発電単価が上述の高速炉サイクルに比較して高くなることが推測された。また、ADS 炉及び窒化物燃料製造技術がまだ基礎研究レベル段階（TRL3）であり、「技術成立性・実現性」に大きな不確実性があることが推定された。

3. 総合的な評価のまとめと今後の課題に関する提言

この「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会の活動を通して明らかになったことの一つは、評価対象としたいずれのサイクルにおいても、分離・変換技術の導入により「8. HLW 処分」での「安全性」「経済性」「柔軟性」の向上が期待されることである。向上の程度はサイクルの種類および条件によって異なるが、分離・変換技術の導入が HLW 処分の性能に及ぼす効果についてはこれまでいくつかの評価研究が実施されており、ある程度具体的かつ定量的な情報が入手可能である。一方、分離・変換技術の導入が「6. 再処理・廃棄体化」等の前段階の工程に及ぼす影響については評価研究例が少なく、入手できる情報は限られる。従って、分離・変換技術導入の判断には、「分離・変換技術導入」と「HLW 処分性能」の間の限られた範囲の部分最適化の評価研究に加えて、「再処理・廃棄体化の性能」まで含めた具体的かつ定量的な評価研究の実施が求められる。

また、分離・変換技術の導入がサイクル全体の総合性能に及ぼす影響についての評価研究および全体最適化を目的とする評価研究については、いくつかの国で実施されているものと推測されるが、入手可能な情報は少なく、特に我が国においてはフランスを中心とする EU 諸国に比較して極端に少ない状況である。前述の様に核燃料サイクルに関わる多様な性能の多くは「トレードオフ」の関係にあり、どの性能を優先させるかは各国の状況により異なる場合が多い。従って、分離・変換技術の導入に関する各国共通の課題について国際研究協力を進めるとともに、我が国の状況に見合った我が国独自の性能評価研究を進めることが求められる。

我が国が原子力の利用を将来にわたり継続するのであれば、分離・変換技術の導入を一例として、今後の核燃料サイクル進展のための研究およびサイクルの全体最適化に関する研究を継続的に進めることが必要不可欠であると考え。また、このような分野の研究は短期的な利益に結びつく活動ではないため、国が責任者となって主導的に進めるべき研究であると考え。なお、本研究専門委員会のこれまでの活動成果については、報告書としてまとめ来年度初旬を目処に発行する予定である。

*Yaohiro Inagaki¹

¹Kyushu Univ.

Planning Lecture | Board and Committee | Education Committee

[1L_PL] Toward construction of cross-organizational education system for nuclear engineering

Activities of global nuclear human resource development initiative program by MEXT

Chair: Nobuo Ikeda (Kyushu Univ.)

Wed. Mar 16, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room L

[1L_PL01] Global Nuclear Human Resource Development Initiative and "Consortium ANEC"

*Ken Kurosaki¹ (1. Kyoto Univ.)

[1L_PL02] Activity of on-line curriculum development group

*Hiroshi Nakashima¹ (1. Hokkaido Univ.)

[1L_PL03] Activity of international human resource development group

*Toru Obara¹ (1. Tokyo Tech)

[1L_PL04] Activity of experiment and practice group

*Genichiro Wakabayashi¹ (1. Kindai Univ.)

[1L_PL05] Activity of industry-academia collaboration group

*Masayoshi Uno¹ (1. Univ. of Fukui)

[1L_PL06] Comprehensive discussion

教育委員会セッション

組織横断的な原子力教育基盤の構築に向けて：
国際原子力人材育成イニシアティブ事業の取り組みToward construction of cross-organizational education system for nuclear engineering: activities of
global nuclear human resource development initiative program by MEXT*黒崎 健¹, *中島 宏², *小原 徹³, *若林源一郎⁴, *宇埜正美⁵¹京都大学, ²北海道大学, ³東京工業大学, ⁴近畿大学, ⁵福井大学

(1) 新しい国際原子力人材育成イニシアティブ事業とコンソーシアム

文部科学省の国際原子力人材育成イニシアティブ事業が、令和2年度から様変わりしている。参画する機関が連携し、各機関の強みをいかし弱みを補いながら、拠点として一体的に原子力人材を育成しようとしている。これを実現するために、複数の機関が連携してコンソーシアムを形成する、補助期間を7年間とする、PD（名古屋大学・山本章夫教授）およびPO（黒崎）を新たに設置する、といった策が講じられている。令和2年度に、北海道大学、東京工業大学、高専機構、近畿大学・京都大学、東北大学、福井大学から提案された6課題が新規採択され、1年のFS期間を経て、北海道大学、東京工業大学、高専機構からなる拠点Aと近畿大学・京都大学、東北大学、福井大学からなる拠点B、ならびに、それらすべてを包括するコンソーシアムが構築された。拠点Aでは、「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」として、おもに、オンライン教材を組み合わせた体系的なカリキュラム構築、国際的な場を活用した原子力教育、高専における原子力人材育成の高度化等がすすめられている。拠点Bでは、「原子炉及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」として、おもに、原子炉施設や大型実験施設等を活用した実験・実習プログラムによる人材育成や、産業界との連携によるインターンシップ参加促進などがすすめられている。これらを包括したコンソーシアムでは、体系的な専門教育カリキュラムの構築と高度化、大型実験施設等を有する機関の原子力教育の充実、国際研鑽機会の付与、産業界や他分野との連携・融合の促進、コンソーシアム内のマネジメントシステムの構築といった点を注力・強化すべき点として掲げ、我が国全体としてという視点のもと、参画機関が一体となつての原子力教育がすすめられている。このコンソーシアムの名称は、「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、英語では、Advanced Nuclear Education Consortium for the Future Society、最初の四文字の頭文字を取って、ANEC（エイネックと発音する）と称する。ANECには、令和2年度採択課題に参画している全ての機関が参画しており、現時点（2022年1月20日）で51機関を数える。これら全ての機関が参加する総会のもと、カリキュラムグループ会議、国際グループ会議、実験・実習グループ会議、産学連携グループ会議の四つの会議体が設けられ、各会議での議論がANECの運営にかかれている。総会とこれら四つの会議体の間に、令和2年度採択課題の代表機関である北海道大学、東京工業大学、高専機構、近畿大学・京都大学、東北大学、福井大学と、PD、POから構成される企画運営会議が設置されている。企画運営会議は四半期に一度程度のペースで開催されており、ANECの現状評価、課題抽出、目指すべき方向性などについて議論がなされている。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) カリキュラムグループ会議の活動

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。オープン教材作成においては、教育工学・オンライン教育の専門家によるオンライン教育の「方法知」と、原子力関係の専門家による原子力関係教材の中味である「内容知」の連携による、新しい教育方法を構築している。また、実習・見学等の実施に際しては、オンライン教材による事前教育を行い、関連大学・企業と連携し、知識を定着させる場の構築を行っている。今年度、「コアとなる講義」、「実験基礎知識となる講義」及び「各大学特色のある講義」の検討を方針として、カリキュラム・オ

ンライン教材の体系的な作成を開始した。2022年度はこれまでのところ、放射化学、原子力安全工学、核データ工学等に関して22講義を収録し、過去に収録した核燃料工学、放射性廃棄物工学等の講義を含めて、新たに15講義71コンテンツの一般公開を開始し、それ以前に公開済の教材と合わせて計62講義を公開している。これらは、年間で5000～18,000件の再生があり、平成25年度から現在までに累計再生数は80,000件を超えている。今後は、原子力学会のいくつかの部会の協力の下、国内における最新知見を反映させたオンライン教材の収録を進める計画である。一方、これらオンライン教材を基に、大規模公開オンライン講座(MOOC)「放射線・放射能の科学」を2020年および2021年にそれぞれ開講した。本講座には、計3,600名以上の社会人・学生等履修者があり、リカレント教育としての機能も果たしている。実験、実習等に関しては、コロナの影響で一部中止したが、静岡大学における放射化学に関する実験並びに、北海道電力・泊発電所、JAEA 幌延・深地層研究センター及び日本原燃・再処理工場の見学会を実施した。これらについては、事前事後のアンケートを行い、知識習得・定着の度合い・変化を確認している他、これらの分野に関する関心度、就職への影響度などについて調査している。これらカリキュラムの適用範囲を広げる活動として、高専機構との連携を図り、高専生向け教材の作成も開始した。今後、原子力教育に対する社会のニーズを考慮した上で、従来からの原子力教育カリキュラムの体系化を進める。特に、計算科学・AI・IoT等の分野におけるカリキュラム、更には、科学と社会の共存を目的とした、ELSI/RRI等に関するカリキュラムの構築は大きな課題と考えている。(北大・中島)

(3) 国際グループ会議の活動

国際的センスの涵養のための教育活動の意義と重要性は、工学教育においてかねてより各方面から強く指摘されている。これは単なる語学力向上のための教育ではなく、多様な発想をもつ人々とコミュニケーションを図り目的を達成し、同時にこの経験を通じて常に新しいものを吸収する柔軟な姿勢を身に着けるための教育を意味している。原子力教育においてもこれは例外ではない。本コンソーシアムでは各拠点において様々な国際活動を基盤とした人材育成活動が計画・実施されている。国際グループ会議はこれらの活動の情報を集約し連携を図ることでコンソーシアムとしてより効果的な人材育成活動をおこなうことを目的としている。本コンソーシアムでの国際的な活動に基づく主な人材育成活動には、原子力イノベーション養成キャンプ(東工大)、原子力イノベーション留学(東工大)、IAEA 原子力安全基準研修(東海大)、韓国・慶熙大学校原子炉実習(近大、高専機構)等があり、他にも海外への学生派遣等が各拠点において計画されている。本イニシアティブ事業は令和2年度から開始されたが、残念ながら新型コロナウイルスの世界的なパンデミックの発生により、令和2年度、令和3年度は多くの活動が延期もしくはオンラインによる実施となった。国際的な人材育成活動の充実のためには学生の海外派遣や対面での活動が不可欠であり、今後のパンデミックの状況を見極めつつこれらの活動を充実させることを各拠点において計画している。(東工大・小原)

(4) 実験・実習グループ会議の活動

実験・実習グループ会議は、コンソーシアム内の実験・実習のプログラムを整理し、日程その他について調整する役割を担っている。また、単位互換や事前事後学習用のオンライン教材、募集窓口の一本化や学生の選抜方法、その他必要事項についても調整、検討することが期待されている。令和3年度は、本コンソーシアムで提供される実験・実習プログラムを確認し、日程、募集方法、内容等についてリスト化して整理した。原子炉・加速器やRI施設等の実験施設を活用した実習や、各大学が持つユニークな実習プログラムを学外に提供したもの、立地地域の企業やJAEAが保有する施設を利用した実習、施設見学など、12機関から約30の多様な実験・実習プログラムが提供された。今年度は、新型コロナウイルスの感染拡大によりオンラインで実施したもの、当初の予定より延期して実施したものなど、計画通りに実施できなかったものもあったが、関係者のご尽力により予定されていたプログラムをほぼ実施している。実験・実習プログラムには、施設見学等、ある程度単独で完結しているプログラムと、講義(座学)で得た知識を実践・確認して血肉化する場としてプログラムがある。後者については、体系化してカリキュラムの中に位置づけていく必要がある。カリキュラムグループとも連携しながら今後検討していきたい。これと合わせて、実習プログラム

の単位化についても、現状を調査して進めていく予定である。また、原子力人材として経験すべき実験や実習として不足する部分がないか、必要な分野をカバーできているかについても確認が必要である。さらに本会議には、同じ時期に実習開催が集中しないよう実施スケジュールを全体として調整する役割もある。実施する大学のカリキュラムに組み込まれていて時期が固定されていたり、受け入れ先機関・企業の都合もあり調整は難しいが、可能な範囲で議論して調整していきたいと考えている（近畿大・若林）。

(5) 産学連携グループ会議の活動

産学連携グループのミッションはコンソーシアム内のインターンシップなどの産学連携プログラムを整理し、日程その他について調整する。また、その他必要事項についても検討することである。これまでに、産業会からのメンバーを充実させ、令和3年8月18日に第1回のグループ会議を行った。その会議場で、本活動の目的と内容に関し人材育成ネットワークとの（HP上の）住み分けなどが議論され、人材育成ネットワークと密な情報共有から、学生がどちらを見ても適切な情報を得られる仕組みを構築する必要があることなどが提案された。また学生への便宜を向上させるためのインターンシップなどの日程、その他の調整について、これまで産業界の行うインターンシップなどについて「調整」がなされたことはないが、コンソーシアム内でのカリキュラムが確立すればそれに合わせるように整理することは可能であるという意見が出た。いずれにせよ、学生への発信する仕組みが最も重要であるが、これまでも例えば、人材育成ネットワークは教員協議会へ情報の提供してきた実績があること、また東京都市大の閃源会、近大のエネルギー研究会等の学生の組織に提供する意見などが出された。今後は、これら議題について継続的に議論するとともに、その他の議題として「リカレント教育」、「社会人博士課程」などについても議論する予定である。（福井大・宇埜）

(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、ANECの強み、弱み、弱みを鑑みて今後注力すべきところといった点について議論したい。

*Ken KUROSAKI¹, *Hiroshi NAKASHIMA², *Toru OBARA³, *Genichiro WAKABAYASHI⁴, *Masayoshi UNO⁵

¹Kyoto Univ., ²Hokkaido Univ., ³Tokyo Tech., ⁴Kindai Univ., ⁵Univ. Fukui

教育委員会セッション

組織横断的な原子力教育基盤の構築に向けて：
国際原子力人材育成イニシアティブ事業の取り組みToward construction of cross-organizational education system for nuclear engineering: activities of
global nuclear human resource development initiative program by MEXT*黒崎 健¹, *中島 宏², *小原 徹³, *若林源一郎⁴, *宇埜正美⁵¹京都大学, ²北海道大学, ³東京工業大学, ⁴近畿大学, ⁵福井大学

(1) 新しい国際原子力人材育成イニシアティブ事業とコンソーシアム

文部科学省の国際原子力人材育成イニシアティブ事業が、令和2年度から様変わりしている。参画する機関が連携し、各機関の強みをいかし弱みを補いながら、拠点として一体的に原子力人材を育成しようとしている。これを実現するために、複数の機関が連携してコンソーシアムを形成する、補助期間を7年間とする、PD（名古屋大学・山本章夫教授）およびPO（黒崎）を新たに設置する、といった策が講じられている。令和2年度に、北海道大学、東京工業大学、高専機構、近畿大学・京都大学、東北大学、福井大学から提案された6課題が新規採択され、1年のFS期間を経て、北海道大学、東京工業大学、高専機構からなる拠点Aと近畿大学・京都大学、東北大学、福井大学からなる拠点B、ならびに、それらすべてを包括するコンソーシアムが構築された。拠点Aでは、「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」として、おもに、オンライン教材を組み合わせた体系的なカリキュラム構築、国際的な場を活用した原子力教育、高専における原子力人材育成の高度化等がすすめられている。拠点Bでは、「原子炉及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」として、おもに、原子炉施設や大型実験施設等を活用した実験・実習プログラムによる人材育成や、産業界との連携によるインターンシップ参加促進などがすすめられている。これらを包括したコンソーシアムでは、体系的な専門教育カリキュラムの構築と高度化、大型実験施設等を有する機関の原子力教育の充実、国際研鑽機会の付与、産業界や他分野との連携・融合の促進、コンソーシアム内のマネジメントシステムの構築といった点を注力・強化すべき点として掲げ、我が国全体としてという視点のもと、参画機関が一体となつての原子力教育がすすめられている。このコンソーシアムの名称は、「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、英語では、Advanced Nuclear Education Consortium for the Future Society、最初の四文字の頭文字を取って、ANEC（エイネックと発音する）と称する。ANECには、令和2年度採択課題に参画している全ての機関が参画しており、現時点（2022年1月20日）で51機関を数える。これら全ての機関が参加する総会のもと、カリキュラムグループ会議、国際グループ会議、実験・実習グループ会議、産学連携グループ会議の四つの会議体が設けられ、各会議での議論がANECの運営にいかされている。総会とこれら四つの会議体の間に、令和2年度採択課題の代表機関である北海道大学、東京工業大学、高専機構、近畿大学・京都大学、東北大学、福井大学と、PD、POから構成される企画運営会議が設置されている。企画運営会議は四半期に一度程度のペースで開催されており、ANECの現状評価、課題抽出、目指すべき方向性などについて議論がなされている。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) カリキュラムグループ会議の活動

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。オープン教材作成においては、教育工学・オンライン教育の専門家によるオンライン教育の「方法知」と、原子力関係の専門家による原子力関係教材の中味である「内容知」の連携による、新しい教育方法を構築している。また、実習・見学等の実施に際しては、オンライン教材による事前教育を行い、関連大学・企業と連携し、知識を定着させる場の構築を行っている。今年度、「コアとなる講義」、「実験基礎知識となる講義」及び「各大学特色のある講義」の検討を方針として、カリキュラム・オ

ンライン教材の体系的な作成を開始した。2022年度はこれまでのところ、放射化学、原子力安全工学、核データ工学等に関して22講義を収録し、過去に収録した核燃料工学、放射性廃棄物工学等の講義を含めて、新たに15講義71コンテンツの一般公開を開始し、それ以前に公開済の教材と合わせて計62講義を公開している。これらは、年間で5000～18,000件の再生があり、平成25年度から現在までに累計再生数は80,000件を超えている。今後は、原子力学会のいくつかの部会の協力の下、国内における最新知見を反映させたオンライン教材の収録を進める計画である。一方、これらオンライン教材を基に、大規模公開オンライン講座(MOOC)「放射線・放射能の科学」を2020年および2021年にそれぞれ開講した。本講座には、計3,600名以上の社会人・学生等履修者があり、リカレント教育としての機能も果たしている。実験、実習等に関しては、コロナの影響で一部中止したが、静岡大学における放射化学に関する実験並びに、北海道電力・泊発電所、JAEA 幌延・深地層研究センター及び日本原燃・再処理工場の見学会を実施した。これらについては、事前事後のアンケートを行い、知識習得・定着の度合い・変化を確認している他、これらの分野に関する関心度、就職への影響度などについて調査している。これらカリキュラムの適用範囲を広げる活動として、高専機構との連携を図り、高専生向け教材の作成も開始した。今後、原子力教育に対する社会のニーズを考慮した上で、従来からの原子力教育カリキュラムの体系化を進める。特に、計算科学・AI・IoT等の分野におけるカリキュラム、更には、科学と社会の共存を目的とした、ELSI/RRI等に関するカリキュラムの構築は大きな課題と考えている。(北大・中島)

(3) 国際グループ会議の活動

国際的センスの涵養のための教育活動の意義と重要性は、工学教育においてかねてより各方面から強く指摘されている。これは単なる語学力向上のための教育ではなく、多様な発想をもつ人々とコミュニケーションを図り目的を達成し、同時にこの経験を通じて常に新しいものを吸収する柔軟な姿勢を身に着けるための教育を意味している。原子力教育においてもこれは例外ではない。本コンソーシアムでは各拠点において様々な国際活動を基盤とした人材育成活動が計画・実施されている。国際グループ会議はこれらの活動の情報を集約し連携を図ることでコンソーシアムとしてより効果的な人材育成活動をおこなうことを目的としている。本コンソーシアムでの国際的な活動に基づく主な人材育成活動には、原子力イノベーション養成キャンプ(東工大)、原子力イノベーション留学(東工大)、IAEA 原子力安全基準研修(東海大)、韓国・慶熙大学校原子炉実習(近大、高専機構)等があり、他にも海外への学生派遣等が各拠点において計画されている。本イニシアティブ事業は令和2年度から開始されたが、残念ながら新型コロナウイルスの世界的なパンデミックの発生により、令和2年度、令和3年度は多くの活動が延期もしくはオンラインによる実施となった。国際的な人材育成活動の充実のためには学生の海外派遣や対面での活動が不可欠であり、今後のパンデミックの状況を見極めつつこれらの活動を充実させることを各拠点において計画している。(東工大・小原)

(4) 実験・実習グループ会議の活動

実験・実習グループ会議は、コンソーシアム内の実験・実習のプログラムを整理し、日程その他について調整する役割を担っている。また、単位互換や事前事後学習用のオンライン教材、募集窓口の一本化や学生の選抜方法、その他必要事項についても調整、検討することが期待されている。令和3年度は、本コンソーシアムで提供される実験・実習プログラムを確認し、日程、募集方法、内容等についてリスト化して整理した。原子炉・加速器やRI施設等の実験施設を活用した実習や、各大学が持つユニークな実習プログラムを学外に提供したもの、立地地域の企業やJAEAが保有する施設を利用した実習、施設見学など、12機関から約30の多様な実験・実習プログラムが提供された。今年度は、新型コロナウイルスの感染拡大によりオンラインで実施したもの、当初の予定より延期して実施したものなど、計画通りに実施できなかったものもあったが、関係者のご尽力により予定されていたプログラムをほぼ実施している。実験・実習プログラムには、施設見学等、ある程度単独で完結しているプログラムと、講義(座学)で得た知識を実践・確認して血肉化する場としてプログラムがある。後者については、体系化してカリキュラムの中に位置づけていく必要があるので、カリキュラムグループとも連携しながら今後検討していきたい。これと合わせて、実習プログラム

の単位化についても、現状を調査して進めていく予定である。また、原子力人材として経験すべき実験や実習として不足する部分がないか、必要な分野をカバーできているかについても確認が必要である。さらに本会議には、同じ時期に実習開催が集中しないよう実施スケジュールを全体として調整する役割もある。実施する大学のカリキュラムに組み込まれていて時期が固定されていたり、受け入れ先機関・企業の都合もあり調整は難しいが、可能な範囲で議論して調整していきたいと考えている（近畿大・若林）。

(5) 産学連携グループ会議の活動

産学連携グループのミッションはコンソーシアム内のインターンシップなどの産学連携プログラムを整理し、日程その他について調整する。また、その他必要事項についても検討することである。これまでに、産業会からのメンバーを充実させ、令和3年8月18日に第1回のグループ会議を行った。その会議場で、本活動の目的と内容に関し人材育成ネットワークとの（HP上の）住み分けなどが議論され、人材育成ネットワークと密な情報共有から、学生がどちらを見ても適切な情報を得られる仕組みを構築する必要があることなどが提案された。また学生への便宜を向上させるためのインターンシップなどの日程、その他の調整について、これまで産業界の行うインターンシップなどについて「調整」がなされたことはないが、コンソーシアム内でのカリキュラムが確立すればそれに合わせるように整理することは可能であるという意見が出た。いずれにせよ、学生への発信する仕組みが最も重要であるが、これまでも例えば、人材育成ネットワークは教員協議会へ情報の提供してきた実績があること、また東京都市大の閃源会、近大のエネルギー研究会等の学生の組織に提供する意見などが出された。今後は、これら議題について継続的に議論するとともに、その他の議題として「リカレント教育」、「社会人博士課程」などについても議論する予定である。（福井大・宇埜）

(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、ANECの強み、弱み、弱みを鑑みて今後注力すべきところといった点について議論したい。

*Ken KUROSAKI¹, *Hiroshi NAKASHIMA², *Toru OBARA³, *Genichiro WAKABAYASHI⁴, *Masayoshi UNO⁵

¹Kyoto Univ., ²Hokkaido Univ., ³Tokyo Tech., ⁴Kindai Univ., ⁵Univ. Fukui

教育委員会セッション

組織横断的な原子力教育基盤の構築に向けて：
国際原子力人材育成イニシアティブ事業の取り組みToward construction of cross-organizational education system for nuclear engineering: activities of
global nuclear human resource development initiative program by MEXT*黒崎 健¹, *中島 宏², *小原 徹³, *若林源一郎⁴, *宇埜正美⁵¹京都大学, ²北海道大学, ³東京工業大学, ⁴近畿大学, ⁵福井大学

(1) 新しい国際原子力人材育成イニシアティブ事業とコンソーシアム

文部科学省の国際原子力人材育成イニシアティブ事業が、令和2年度から様変わりしている。参画する機関が連携し、各機関の強みをいかし弱みを補いながら、拠点として一体的に原子力人材を育成しようとしている。これを実現するために、複数の機関が連携してコンソーシアムを形成する、補助期間を7年間とする、PD（名古屋大学・山本章夫教授）およびPO（黒崎）を新たに設置する、といった策が講じられている。令和2年度に、北海道大学、東京工業大学、高専機構、近畿大学・京都大学、東北大学、福井大学から提案された6課題が新規採択され、1年のFS期間を経て、北海道大学、東京工業大学、高専機構からなる拠点Aと近畿大学・京都大学、東北大学、福井大学からなる拠点B、ならびに、それらすべてを包括するコンソーシアムが構築された。拠点Aでは、「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」として、おもに、オンライン教材を組み合わせた体系的なカリキュラム構築、国際的な場を活用した原子力教育、高専における原子力人材育成の高度化等がすすめられている。拠点Bでは、「原子炉及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」として、おもに、原子炉施設や大型実験施設等を活用した実験・実習プログラムによる人材育成や、産業界との連携によるインターンシップ参加促進などがすすめられている。これらを包括したコンソーシアムでは、体系的な専門教育カリキュラムの構築と高度化、大型実験施設等を有する機関の原子力教育の充実、国際研鑽機会の付与、産業界や他分野との連携・融合の促進、コンソーシアム内のマネジメントシステムの構築といった点を注力・強化すべき点として掲げ、我が国全体としてという視点のもと、参画機関が一体となつての原子力教育がすすめられている。このコンソーシアムの名称は、「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、英語では、Advanced Nuclear Education Consortium for the Future Society、最初の四文字の頭文字を取って、ANEC（エイネックと発音する）と称する。ANECには、令和2年度採択課題に参画している全ての機関が参画しており、現時点（2022年1月20日）で51機関を数える。これら全ての機関が参加する総会のもと、カリキュラムグループ会議、国際グループ会議、実験・実習グループ会議、産学連携グループ会議の四つの会議体が設けられ、各会議での議論がANECの運営にかかれている。総会とこれら四つの会議体の間に、令和2年度採択課題の代表機関である北海道大学、東京工業大学、高専機構、近畿大学・京都大学、東北大学、福井大学と、PD、POから構成される企画運営会議が設置されている。企画運営会議は四半期に一度程度のペースで開催されており、ANECの現状評価、課題抽出、目指すべき方向性などについて議論がなされている。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) カリキュラムグループ会議の活動

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。オープン教材作成においては、教育工学・オンライン教育の専門家によるオンライン教育の「方法知」と、原子力関係の専門家による原子力関係教材の中味である「内容知」の連携による、新しい教育方法を構築している。また、実習・見学等の実施に際しては、オンライン教材による事前教育を行い、関連大学・企業と連携し、知識を定着させる場の構築を行っている。今年度、「コアとなる講義」、「実験基礎知識となる講義」及び「各大学特色のある講義」の検討を方針として、カリキュラム・オ

ンライン教材の体系的な作成を開始した。2022年度はこれまでのところ、放射化学、原子力安全工学、核データ工学等に関して22講義を収録し、過去に収録した核燃料工学、放射性廃棄物工学等の講義を含めて、新たに15講義71コンテンツの一般公開を開始し、それ以前に公開済の教材と合わせて計62講義を公開している。これらは、年間で5000～18,000件の再生があり、平成25年度から現在までに累計再生数は80,000件を超えている。今後は、原子力学会のいくつかの部会の協力の下、国内における最新知見を反映させたオンライン教材の収録を進める計画である。一方、これらオンライン教材を基に、大規模公開オンライン講座(MOOC)「放射線・放射能の科学」を2020年および2021年にそれぞれ開講した。本講座には、計3,600名以上の社会人・学生等履修者があり、リカレント教育としての機能も果たしている。実験、実習等に関しては、コロナの影響で一部中止したが、静岡大学における放射化学に関する実験並びに、北海道電力・泊発電所、JAEA 幌延・深地層研究センター及び日本原燃・再処理工場の見学会を実施した。これらについては、事前事後のアンケートを行い、知識習得・定着の度合い・変化を確認している他、これらの分野に関する関心度、就職への影響度などについて調査している。これらカリキュラムの適用範囲を広げる活動として、高専機構との連携を図り、高専生向け教材の作成も開始した。今後、原子力教育に対する社会のニーズを考慮した上で、従来からの原子力教育カリキュラムの体系化を進める。特に、計算科学・AI・IoT等の分野におけるカリキュラム、更には、科学と社会の共存を目的とした、ELSI/RRI等に関するカリキュラムの構築は大きな課題と考えている。(北大・中島)

(3) 国際グループ会議の活動

国際的センスの涵養のための教育活動の意義と重要性は、工学教育においてかねてより各方面から強く指摘されている。これは単なる語学力向上のための教育ではなく、多様な発想をもつ人々とコミュニケーションを図り目的を達成し、同時にこの経験を通じて常に新しいものを吸収する柔軟な姿勢を身に着けるための教育を意味している。原子力教育においてもこれは例外ではない。本コンソーシアムでは各拠点において様々な国際活動を基盤とした人材育成活動が計画・実施されている。国際グループ会議はこれらの活動の情報を集約し連携を図ることでコンソーシアムとしてより効果的な人材育成活動をおこなうことを目的としている。本コンソーシアムでの国際的な活動に基づく主な人材育成活動には、原子力イノベーション養成キャンプ(東工大)、原子力イノベーション留学(東工大)、IAEA 原子力安全基準研修(東海大)、韓国・慶熙大学校原子炉実習(近大、高専機構)等があり、他にも海外への学生派遣等が各拠点において計画されている。本イニシアティブ事業は令和2年度から開始されたが、残念ながら新型コロナウイルスの世界的なパンデミックの発生により、令和2年度、令和3年度は多くの活動が延期もしくはオンラインによる実施となった。国際的な人材育成活動の充実のためには学生の海外派遣や対面での活動が不可欠であり、今後のパンデミックの状況を見極めつつこれらの活動を充実させることを各拠点において計画している。(東工大・小原)

(4) 実験・実習グループ会議の活動

実験・実習グループ会議は、コンソーシアム内の実験・実習のプログラムを整理し、日程その他について調整する役割を担っている。また、単位互換や事前事後学習用のオンライン教材、募集窓口の一本化や学生の選抜方法、その他必要事項についても調整、検討することが期待されている。令和3年度は、本コンソーシアムで提供される実験・実習プログラムを確認し、日程、募集方法、内容等についてリスト化して整理した。原子炉・加速器やRI施設等の実験施設を活用した実習や、各大学が持つユニークな実習プログラムを学外に提供したもの、立地地域の企業やJAEAが保有する施設を利用した実習、施設見学など、12機関から約30の多様な実験・実習プログラムが提供された。今年度は、新型コロナウイルスの感染拡大によりオンラインで実施したもの、当初の予定より延期して実施したものなど、計画通りに実施できなかったものもあったが、関係者のご尽力により予定されていたプログラムをほぼ実施している。実験・実習プログラムには、施設見学等、ある程度単独で完結しているプログラムと、講義(座学)で得た知識を実践・確認して血肉化する場としてプログラムがある。後者については、体系化してカリキュラムの中に位置づけていく必要がある。カリキュラムグループとも連携しながら今後検討していきたい。これと合わせて、実習プログラム

の単位化についても、現状を調査して進めていく予定である。また、原子力人材として経験すべき実験や実習として不足する部分がないか、必要な分野をカバーできているかについても確認が必要である。さらに本会議には、同じ時期に実習開催が集中しないよう実施スケジュールを全体として調整する役割もある。実施する大学のカリキュラムに組み込まれていて時期が固定されていたり、受け入れ先機関・企業の都合もあり調整は難しいが、可能な範囲で議論して調整していきたいと考えている（近畿大・若林）。

(5) 産学連携グループ会議の活動

産学連携グループのミッションはコンソーシアム内のインターンシップなどの産学連携プログラムを整理し、日程その他について調整する。また、その他必要事項についても検討することである。これまでに、産業会からのメンバーを充実させ、令和3年8月18日に第1回のグループ会議を行った。その会議場で、本活動の目的と内容に関し人材育成ネットワークとの（HP上の）住み分けなどが議論され、人材育成ネットワークと密な情報共有から、学生がどちらを見ても適切な情報を得られる仕組みを構築する必要があることなどが提案された。また学生への便宜を向上させるためのインターンシップなどの日程、その他の調整について、これまで産業界の行うインターンシップなどについて「調整」がなされたことはないが、コンソーシアム内でのカリキュラムが確立すればそれに合わせるように整理することは可能であるという意見が出た。いずれにせよ、学生への発信する仕組みが最も重要であるが、これまでも例えば、人材育成ネットワークは教員協議会へ情報の提供してきた実績があること、また東京都市大の閃源会、近大のエネルギー研究会等の学生の組織に提供する意見などが出された。今後は、これら議題について継続的に議論するとともに、その他の議題として「リカレント教育」、「社会人博士課程」などについても議論する予定である。（福井大・宇埜）

(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、ANECの強み、弱み、弱みを鑑みて今後注力すべきところといった点について議論したい。

*Ken KUROSAKI¹, *Hiroshi NAKASHIMA², *Toru OBARA³, *Genichiro WAKABAYASHI⁴, *Masayoshi UNO⁵

¹Kyoto Univ., ²Hokkaido Univ., ³Tokyo Tech., ⁴Kindai Univ., ⁵Univ. Fukui

教育委員会セッション

組織横断的な原子力教育基盤の構築に向けて：
国際原子力人材育成イニシアティブ事業の取り組みToward construction of cross-organizational education system for nuclear engineering: activities of
global nuclear human resource development initiative program by MEXT*黒崎 健¹, *中島 宏², *小原 徹³, *若林源一郎⁴, *宇埜正美⁵¹京都大学, ²北海道大学, ³東京工業大学, ⁴近畿大学, ⁵福井大学

(1) 新しい国際原子力人材育成イニシアティブ事業とコンソーシアム

文部科学省の国際原子力人材育成イニシアティブ事業が、令和2年度から様変わりしている。参画する機関が連携し、各機関の強みをいかし弱みを補いながら、拠点として一体的に原子力人材を育成しようとしている。これを実現するために、複数の機関が連携してコンソーシアムを形成する、補助期間を7年間とする、PD（名古屋大学・山本章夫教授）およびPO（黒崎）を新たに設置する、といった策が講じられている。令和2年度に、北海道大学、東京工業大学、高専機構、近畿大学・京都大学、東北大学、福井大学から提案された6課題が新規採択され、1年のFS期間を経て、北海道大学、東京工業大学、高専機構からなる拠点Aと近畿大学・京都大学、東北大学、福井大学からなる拠点B、ならびに、それらすべてを包括するコンソーシアムが構築された。拠点Aでは、「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」として、おもに、オンライン教材を組み合わせた体系的なカリキュラム構築、国際的な場を活用した原子力教育、高専における原子力人材育成の高度化等がすすめられている。拠点Bでは、「原子炉及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」として、おもに、原子炉施設や大型実験施設等を活用した実験・実習プログラムによる人材育成や、産業界との連携によるインターンシップ参加促進などがすすめられている。これらを包括したコンソーシアムでは、体系的な専門教育カリキュラムの構築と高度化、大型実験施設等を有する機関の原子力教育の充実、国際研鑽機会の付与、産業界や他分野との連携・融合の促進、コンソーシアム内のマネジメントシステムの構築といった点を注力・強化すべき点として掲げ、我が国全体としてという視点のもと、参画機関が一体となつての原子力教育がすすめられている。このコンソーシアムの名称は、「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、英語では、Advanced Nuclear Education Consortium for the Future Society、最初の四文字の頭文字を取って、ANEC（エイネックと発音する）と称する。ANECには、令和2年度採択課題に参画している全ての機関が参画しており、現時点（2022年1月20日）で51機関を数える。これら全ての機関が参加する総会のもと、カリキュラムグループ会議、国際グループ会議、実験・実習グループ会議、産学連携グループ会議の四つの会議体が設けられ、各会議での議論がANECの運営にかかれている。総会とこれら四つの会議体の間に、令和2年度採択課題の代表機関である北海道大学、東京工業大学、高専機構、近畿大学・京都大学、東北大学、福井大学と、PD、POから構成される企画運営会議が設置されている。企画運営会議は四半期に一度程度のペースで開催されており、ANECの現状評価、課題抽出、目指すべき方向性などについて議論がなされている。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) カリキュラムグループ会議の活動

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。オープン教材作成においては、教育工学・オンライン教育の専門家によるオンライン教育の「方法知」と、原子力関係の専門家による原子力関係教材の中味である「内容知」の連携による、新しい教育方法を構築している。また、実習・見学等の実施に際しては、オンライン教材による事前教育を行い、関連大学・企業と連携し、知識を定着させる場の構築を行っている。今年度、「コアとなる講義」、「実験基礎知識となる講義」及び「各大学特色のある講義」の検討を方針として、カリキュラム・オ

ンライン教材の体系的な作成を開始した。2022年度はこれまでのところ、放射化学、原子力安全工学、核データ工学等に関して22講義を収録し、過去に収録した核燃料工学、放射性廃棄物工学等の講義を含めて、新たに15講義71コンテンツの一般公開を開始し、それ以前に公開済の教材と合わせて計62講義を公開している。これらは、年間で5000～18,000件の再生があり、平成25年度から現在までに累計再生数は80,000件を超えている。今後は、原子力学会のいくつかの部会の協力の下、国内における最新知見を反映させたオンライン教材の収録を進める計画である。一方、これらオンライン教材を基に、大規模公開オンライン講座(MOOC)「放射線・放射能の科学」を2020年および2021年にそれぞれ開講した。本講座には、計3,600名以上の社会人・学生等履修者があり、リカレント教育としての機能も果たしている。実験、実習等に関しては、コロナの影響で一部中止したが、静岡大学における放射化学に関する実験並びに、北海道電力・泊発電所、JAEA 幌延・深地層研究センター及び日本原燃・再処理工場の見学会を実施した。これらについては、事前事後のアンケートを行い、知識習得・定着の度合い・変化を確認している他、これらの分野に関する関心度、就職への影響度などについて調査している。これらカリキュラムの適用範囲を広げる活動として、高専機構との連携を図り、高専生向け教材の作成も開始した。今後、原子力教育に対する社会のニーズを考慮した上で、従来からの原子力教育カリキュラムの体系化を進める。特に、計算科学・AI・IoT等の分野におけるカリキュラム、更には、科学と社会の共存を目的とした、ELSI/RRI等に関するカリキュラムの構築は大きな課題と考えている。(北大・中島)

(3) 国際グループ会議の活動

国際的センスの涵養のための教育活動の意義と重要性は、工学教育においてかねてより各方面から強く指摘されている。これは単なる語学力向上のための教育ではなく、多様な発想をもつ人々とコミュニケーションを図り目的を達成し、同時にこの経験を通じて常に新しいものを吸収する柔軟な姿勢を身に着けるための教育を意味している。原子力教育においてもこれは例外ではない。本コンソーシアムでは各拠点において様々な国際活動を基盤とした人材育成活動が計画・実施されている。国際グループ会議はこれらの活動の情報を集約し連携を図ることでコンソーシアムとしてより効果的な人材育成活動をおこなうことを目的としている。本コンソーシアムでの国際的な活動に基づく主な人材育成活動には、原子力イノベーション養成キャンプ(東工大)、原子力イノベーション留学(東工大)、IAEA 原子力安全基準研修(東海大)、韓国・慶熙大学校原子炉実習(近大、高専機構)等があり、他にも海外への学生派遣等が各拠点において計画されている。本イニシアティブ事業は令和2年度から開始されたが、残念ながら新型コロナウイルスの世界的なパンデミックの発生により、令和2年度、令和3年度は多くの活動が延期もしくはオンラインによる実施となった。国際的な人材育成活動の充実のためには学生の海外派遣や対面での活動が不可欠であり、今後のパンデミックの状況を見極めつつこれらの活動を充実させることを各拠点において計画している。(東工大・小原)

(4) 実験・実習グループ会議の活動

実験・実習グループ会議は、コンソーシアム内の実験・実習のプログラムを整理し、日程その他について調整する役割を担っている。また、単位互換や事前事後学習用のオンライン教材、募集窓口の一本化や学生の選抜方法、その他必要事項についても調整、検討することが期待されている。令和3年度は、本コンソーシアムで提供される実験・実習プログラムを確認し、日程、募集方法、内容等についてリスト化して整理した。原子炉・加速器やRI施設等の実験施設を活用した実習や、各大学が持つユニークな実習プログラムを学外に提供したもの、立地地域の企業やJAEAが保有する施設を利用した実習、施設見学など、12機関から約30の多様な実験・実習プログラムが提供された。今年度は、新型コロナウイルスの感染拡大によりオンラインで実施したもの、当初の予定より延期して実施したものなど、計画通りに実施できなかったものもあったが、関係者のご尽力により予定されていたプログラムをほぼ実施している。実験・実習プログラムには、施設見学等、ある程度単独で完結しているプログラムと、講義(座学)で得た知識を実践・確認して血肉化する場としてプログラムがある。後者については、体系化してカリキュラムの中に位置づけていく必要がある。カリキュラムグループとも連携しながら今後検討していきたい。これと合わせて、実習プログラム

の単位化についても、現状を調査して進めていく予定である。また、原子力人材として経験すべき実験や実習として不足する部分がないか、必要な分野をカバーできているかについても確認が必要である。さらに本会議には、同じ時期に実習開催が集中しないよう実施スケジュールを全体として調整する役割もある。実施する大学のカリキュラムに組み込まれていて時期が固定されていたり、受け入れ先機関・企業の都合もあり調整は難しいが、可能な範囲で議論して調整していきたいと考えている（近畿大・若林）。

(5) 産学連携グループ会議の活動

産学連携グループのミッションはコンソーシアム内のインターンシップなどの産学連携プログラムを整理し、日程その他について調整する。また、その他必要事項についても検討することである。これまでに、産業会からのメンバーを充実させ、令和3年8月18日に第1回のグループ会議を行った。その会議場で、本活動の目的と内容に関し人材育成ネットワークとの（HP上の）住み分けなどが議論され、人材育成ネットワークと密な情報共有から、学生がどちらを見ても適切な情報を得られる仕組みを構築する必要があることなどが提案された。また学生への便宜を向上させるためのインターンシップなどの日程、その他の調整について、これまで産業界の行うインターンシップなどについて「調整」がなされたことはないが、コンソーシアム内でのカリキュラムが確立すればそれに合わせるように整理することは可能であるという意見が出た。いずれにせよ、学生への発信する仕組みが最も重要であるが、これまでも例えば、人材育成ネットワークは教員協議会へ情報の提供してきた実績があること、また東京都市大の閃源会、近大のエネルギー研究会等の学生の組織に提供する意見などが出された。今後は、これら議題について継続的に議論するとともに、その他の議題として「リカレント教育」、「社会人博士課程」などについても議論する予定である。（福井大・宇埜）

(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、ANECの強み、弱み、弱みを鑑みて今後注力すべきところといった点について議論したい。

*Ken KUROSAKI¹, *Hiroshi NAKASHIMA², *Toru OBARA³, *Genichiro WAKABAYASHI⁴, *Masayoshi UNO⁵

¹Kyoto Univ., ²Hokkaido Univ., ³Tokyo Tech., ⁴Kindai Univ., ⁵Univ. Fukui

教育委員会セッション

組織横断的な原子力教育基盤の構築に向けて：
国際原子力人材育成イニシアティブ事業の取り組みToward construction of cross-organizational education system for nuclear engineering: activities of
global nuclear human resource development initiative program by MEXT*黒崎 健¹, *中島 宏², *小原 徹³, *若林源一郎⁴, *宇埜正美⁵¹京都大学, ²北海道大学, ³東京工業大学, ⁴近畿大学, ⁵福井大学

(1) 新しい国際原子力人材育成イニシアティブ事業とコンソーシアム

文部科学省の国際原子力人材育成イニシアティブ事業が、令和2年度から様変わりしている。参画する機関が連携し、各機関の強みをいかし弱みを補いながら、拠点として一体的に原子力人材を育成しようとしている。これを実現するために、複数の機関が連携してコンソーシアムを形成する、補助期間を7年間とする、PD（名古屋大学・山本章夫教授）およびPO（黒崎）を新たに設置する、といった策が講じられている。令和2年度に、北海道大学、東京工業大学、高専機構、近畿大学・京都大学、東北大学、福井大学から提案された6課題が新規採択され、1年のFS期間を経て、北海道大学、東京工業大学、高専機構からなる拠点Aと近畿大学・京都大学、東北大学、福井大学からなる拠点B、ならびに、それらすべてを包括するコンソーシアムが構築された。拠点Aでは、「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」として、おもに、オンライン教材を組み合わせた体系的なカリキュラム構築、国際的な場を活用した原子力教育、高専における原子力人材育成の高度化等がすすめられている。拠点Bでは、「原子炉及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」として、おもに、原子炉施設や大型実験施設等を活用した実験・実習プログラムによる人材育成や、産業界との連携によるインターンシップ参加促進などがすすめられている。これらを包括したコンソーシアムでは、体系的な専門教育カリキュラムの構築と高度化、大型実験施設等を有する機関の原子力教育の充実、国際研鑽機会の付与、産業界や他分野との連携・融合の促進、コンソーシアム内のマネジメントシステムの構築といった点を注力・強化すべき点として掲げ、我が国全体としてという視点のもと、参画機関が一体となつての原子力教育がすすめられている。このコンソーシアムの名称は、「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、英語では、Advanced Nuclear Education Consortium for the Future Society、最初の四文字の頭文字を取って、ANEC（エイネックと発音する）と称する。ANECには、令和2年度採択課題に参画している全ての機関が参画しており、現時点（2022年1月20日）で51機関を数える。これら全ての機関が参加する総会のもと、カリキュラムグループ会議、国際グループ会議、実験・実習グループ会議、産学連携グループ会議の四つの会議体が設けられ、各会議での議論がANECの運営にかかれている。総会とこれら四つの会議体の間に、令和2年度採択課題の代表機関である北海道大学、東京工業大学、高専機構、近畿大学・京都大学、東北大学、福井大学と、PD、POから構成される企画運営会議が設置されている。企画運営会議は四半期に一度程度のペースで開催されており、ANECの現状評価、課題抽出、目指すべき方向性などについて議論がなされている。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) カリキュラムグループ会議の活動

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。オープン教材作成においては、教育工学・オンライン教育の専門家によるオンライン教育の「方法知」と、原子力関係の専門家による原子力関係教材の中味である「内容知」の連携による、新しい教育方法を構築している。また、実習・見学等の実施に際しては、オンライン教材による事前教育を行い、関連大学・企業と連携し、知識を定着させる場の構築を行っている。今年度、「コアとなる講義」、「実験基礎知識となる講義」及び「各大学特色のある講義」の検討を方針として、カリキュラム・オ

ンライン教材の体系的な作成を開始した。2022年度はこれまでのところ、放射化学、原子力安全工学、核データ工学等に関して22講義を収録し、過去に収録した核燃料工学、放射性廃棄物工学等の講義を含めて、新たに15講義71コンテンツの一般公開を開始し、それ以前に公開済の教材と合わせて計62講義を公開している。これらは、年間で5000～18,000件の再生があり、平成25年度から現在までに累計再生数は80,000件を超えている。今後は、原子力学会のいくつかの部会の協力の下、国内における最新知見を反映させたオンライン教材の収録を進める計画である。一方、これらオンライン教材を基に、大規模公開オンライン講座(MOOC)「放射線・放射能の科学」を2020年および2021年にそれぞれ開講した。本講座には、計3,600名以上の社会人・学生等履修者があり、リカレント教育としての機能も果たしている。実験、実習等に関しては、コロナの影響で一部中止したが、静岡大学における放射化学に関する実験並びに、北海道電力・泊発電所、JAEA 幌延・深地層研究センター及び日本原燃・再処理工場の見学会を実施した。これらについては、事前事後のアンケートを行い、知識習得・定着の度合い・変化を確認している他、これらの分野に関する関心度、就職への影響度などについて調査している。これらカリキュラムの適用範囲を広げる活動として、高専機構との連携を図り、高専生向け教材の作成も開始した。今後、原子力教育に対する社会のニーズを考慮した上で、従来からの原子力教育カリキュラムの体系化を進める。特に、計算科学・AI・IoT等の分野におけるカリキュラム、更には、科学と社会の共存を目的とした、ELSI/RRI等に関するカリキュラムの構築は大きな課題と考えている。(北大・中島)

(3) 国際グループ会議の活動

国際的センスの涵養のための教育活動の意義と重要性は、工学教育においてかねてより各方面から強く指摘されている。これは単なる語学力向上のための教育ではなく、多様な発想をもつ人々とコミュニケーションを図り目的を達成し、同時にこの経験を通じて常に新しいものを吸収する柔軟な姿勢を身に着けるための教育を意味している。原子力教育においてもこれは例外ではない。本コンソーシアムでは各拠点において様々な国際活動を基盤とした人材育成活動が計画・実施されている。国際グループ会議はこれらの活動の情報を集約し連携を図ることでコンソーシアムとしてより効果的な人材育成活動をおこなうことを目的としている。本コンソーシアムでの国際的な活動に基づく主な人材育成活動には、原子力イノベーション養成キャンプ(東工大)、原子力イノベーション留学(東工大)、IAEA 原子力安全基準研修(東海大)、韓国・慶熙大学校原子炉実習(近大、高専機構)等があり、他にも海外への学生派遣等が各拠点において計画されている。本イニシアティブ事業は令和2年度から開始されたが、残念ながら新型コロナウイルスの世界的なパンデミックの発生により、令和2年度、令和3年度は多くの活動が延期もしくはオンラインによる実施となった。国際的な人材育成活動の充実のためには学生の海外派遣や対面での活動が不可欠であり、今後のパンデミックの状況を見極めつつこれらの活動を充実させることを各拠点において計画している。(東工大・小原)

(4) 実験・実習グループ会議の活動

実験・実習グループ会議は、コンソーシアム内の実験・実習のプログラムを整理し、日程その他について調整する役割を担っている。また、単位互換や事前事後学習用のオンライン教材、募集窓口の一本化や学生の選抜方法、その他必要事項についても調整、検討することが期待されている。令和3年度は、本コンソーシアムで提供される実験・実習プログラムを確認し、日程、募集方法、内容等についてリスト化して整理した。原子炉・加速器やRI施設等の実験施設を活用した実習や、各大学が持つユニークな実習プログラムを学外に提供したもの、立地地域の企業やJAEAが保有する施設を利用した実習、施設見学など、12機関から約30の多様な実験・実習プログラムが提供された。今年度は、新型コロナウイルスの感染拡大によりオンラインで実施したもの、当初の予定より延期して実施したものなど、計画通りに実施できなかったものもあったが、関係者のご尽力により予定されていたプログラムをほぼ実施している。実験・実習プログラムには、施設見学等、ある程度単独で完結しているプログラムと、講義(座学)で得た知識を実践・確認して血肉化する場としてプログラムがある。後者については、体系化してカリキュラムの中に位置づけていく必要がある。カリキュラムグループとも連携しながら今後検討していきたい。これと合わせて、実習プログラム

の単位化についても、現状を調査して進めていく予定である。また、原子力人材として経験すべき実験や実習として不足する部分がないか、必要な分野をカバーできているかについても確認が必要である。さらに本会議には、同じ時期に実習開催が集中しないよう実施スケジュールを全体として調整する役割もある。実施する大学のカリキュラムに組み込まれていて時期が固定されていたり、受け入れ先機関・企業の都合もあり調整は難しいが、可能な範囲で議論して調整していきたいと考えている（近畿大・若林）。

(5) 産学連携グループ会議の活動

産学連携グループのミッションはコンソーシアム内のインターンシップなどの産学連携プログラムを整理し、日程その他について調整する。また、その他必要事項についても検討することである。これまでに、産業会からのメンバーを充実させ、令和3年8月18日に第1回のグループ会議を行った。その会議場で、本活動の目的と内容に関し人材育成ネットワークとの（HP上の）住み分けなどが議論され、人材育成ネットワークと密な情報共有から、学生がどちらを見ても適切な情報を得られる仕組みを構築する必要があることなどが提案された。また学生への便宜を向上させるためのインターンシップなどの日程、その他の調整について、これまで産業界の行うインターンシップなどについて「調整」がなされたことはないが、コンソーシアム内でのカリキュラムが確立すればそれに合わせるように整理することは可能であるという意見が出た。いずれにせよ、学生への発信する仕組みが最も重要であるが、これまでも例えば、人材育成ネットワークは教員協議会へ情報の提供してきた実績があること、また東京都市大の閃源会、近大のエネルギー研究会等の学生の組織に提供する意見などが出された。今後は、これら議題について継続的に議論するとともに、その他の議題として「リカレント教育」、「社会人博士課程」などについても議論する予定である。（福井大・宇埜）

(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、ANECの強み、弱み、弱みを鑑みて今後注力すべきところといった点について議論したい。

*Ken KUROSAKI¹, *Hiroshi NAKASHIMA², *Toru OBARA³, *Genichiro WAKABAYASHI⁴, *Masayoshi UNO⁵

¹Kyoto Univ., ²Hokkaido Univ., ³Tokyo Tech., ⁴Kindai Univ., ⁵Univ. Fukui

(Wed. Mar 16, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room L)

[1L_PL06] Comprehensive discussion

令和2年度から募集が開始された文科省の国際原子力人材育成事業はこれまでの同事業とは異なり、6つの採択機関を中心に協力機関も参加・連携して、未来社会に向けた先進的原子力教育コンソーシアム（Advanced Nuclear Education Consortium for the Future Society：ANEC）を形成し、原子力分野の人材育成を推進する。本セッションでは、この新しい事業の目的と特徴を紹介した後、ANECに設置された4つのグループ会議のそれぞれの目的、これまでの活動状況と今後の計画を報告する。最後に総合討論にて各グループ会議で報告された課題について議論し、またフロアーから各グループ会議への要望を聞く。