

Tue. Mar 14, 2023

Room A

Planning Lecture | Over view Report | 「原子力アゴラ」調査専門委員会
核燃およびRI等研究施設検討・提言分科会

[2A_PL] Relationship between human resource
development and research facilities of
nuclear fuel materials and radioisotopes

Chair: Takumi Saito (UTokyo)

1:00 PM - 2:30 PM Room A (11 Bildg.1F 1101)

[2A_PL01] Activities of "Investigation Committee on
Agora on Nuclear Energy"

*Nobuaki Sato¹ (1. Tohoku Univ.)

[2A_PL02] Human resource development and needs of
facilities for nuclear material and
radioisotopes

*Mituru Uesaka¹ (1. Japan Atomic Energy
Commission)

[2A_PL03] Issues in radioisotope facilities at the
University

*Hiroshi Watabe¹ (1. Radiation Safety Council of
Universities in Japan, Tohoku Univ.)

[2A_PL04] Overall discussion

Nobuaki Sato¹, Mituru Uesaka², Hiroshi Watabe³,
Tomohiko Arai⁴, Naoki Kumagai⁵, Yasushi
Morishita⁵ (1. Tohoku Univ., 2. Japan Atomic
Energy Commission, 3. Radiation Safety Council of
Universities in Japan, Tohoku Univ., 4. MEXT, 5.
NRA)

Room B

Planning Lecture | Technical division and Network | Health Physics and
Environment Science subcommittee

[2B_PL] Front line of countermeasures against
radiation terrorism in urban area

Chair: Haruyasu Nagai (JAEA)

1:00 PM - 2:30 PM Room B (11 Bildg.1F 1102)

[2B_PL01] Radiation measurements and first response
to nuclear security

*Ken-ichi Tsuchiya¹ (1. NRIPS)

[2B_PL02] Development of LHADDAS and its application
to countermeasures for radiological
terrorism

*Hiromasa Nakayama¹ (1. JAEA)

[2B_PL03] Discussion: How do we utilize simulations
for countermeasures against radiation

terrorism?

All participants

Room C

Planning Lecture | Technical division and Network | Risk Science and
Technology Division [Co-organized by Standard Committee, The Nuclear
Civil Engineering Committee, JSCE]

[2C_PL] Effective Initiatives to upgrade
countermeasures based on Basic Concept
to Nuclear Safety for External Events

Chair: Tatsuya Itoi (UTokyo)

1:00 PM - 2:30 PM Room C (11 Bildg.2F 1106)

[2C_PL01] Outline of Technical Report "The basic
concept of nuclear safety against external
events" (TR018 : 2021)

*Yoshiyuki Narumiya¹ (1. JANSI)

[2C_PL02] Role and Dissemination of Safety Goal

*Akira Yamaguchi¹ (1. NSRA)

[2C_PL03] Accident Scenarios associated with

Superposition of Seismic and Tsunami Events

*Yukihiro Kirimoto¹ (1. CRIEPI)

[2C_PL04] Accident Scenarios associated with Internal
Flooding caused by Seismic Event

*Koji Shirai¹ (1. CRIEPI)

[2C_PL05] Cooperative activities with the Nuclear Civil
Engineering Committee (Risk Communication
and Disaster Prevention for Combined
Nuclear and Seismic Accidents)

*Katsumi Ebisawa¹ (1. JSCE)

[2C_PL06] Discussion

Tatsuya Itoi¹, Yoshiyuki Narumiya², AkiraYamaguchi³, Yukihiro Kirimoto⁴, Koji Shirai⁴,Katsumi Ebisawa⁵ (1. UTokyo, 2. JANSI, 3. NSRA,

4. CRIEPI, 5. JSCE)

Room D

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

[2D_PL] Global Nuclear Power Trends in the
Energy Crisis

Chair: Kenichi Ishikawa (UTokyo)

1:00 PM - 2:30 PM Room D (12 Bildg.2F 1222)

[2D_PL01] Global Nuclear Power Trends in the Energy
Crisis

*Yuji Kuroda¹ (1. JEPIC)

Room E

Planning Lecture | Technical division and Network | Subcommittee on Particle Accelerator and Beam Science

[2E_PL] Current status of the plan of new research reactor at the Monju site

Chair:Hideaki Mineo(JAEA)

1:00 PM - 2:30 PM Room E (12 Bildg.2F 1225)

[2E_PL01] Conceptual design study of new research reactor at the Monju Site

*Kazufumi Tsujimoto¹ (1. JAEA)

[2E_PL02] Broad utilization management for new research reactor

*Masahiro Hino¹ (1. Kyoto Univ.)

[2E_PL03] Construction of cooperation system with the locals for utilization of new research reactor.

*Masayoshi Uno¹ (1. Univ. of Fukui)

Room F

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

[2F_PL] Application of numerical simulation technology to the development of nuclear fuels -Discussion version-

Chair:Isamu Sato(TCU)

1:00 PM - 2:30 PM Room F (12 Bildg.3F 1232)

[2F_PL01] Status of LWR Fuel Model Development of the Open Source Fuel Performance Code FEMAXI-8 【 Review】

*Yutaka Udagawa¹ (1. JAEA)

[2F_PL02] Development of irradiation behavior simulation for fast reactor MOX fuels 【 Review】

*Masato Kato¹ (1. JAEA)

[2F_PL03] Current status and future prospect of molecular simulations for structural materials 【 Review】

*Taira Okita¹ (1. UTokyo)

[2F_PL04] Computational science studies on the physical properties of nuclear fuel materials 【 Review】

*Hiroki Nakamura¹ (1. JAEA)

Room G

Planning Lecture | Technical division and Network | Water Chemistry

Division

[2G_PL] Water Chemistry Activities Required for Nuclear Power Plants Restart

Chair:Yutaka Watanabe:(Tohoku Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room G (13 Bildg.1F 1311)

[2G_PL01] PWR Primary and Secondary Water

Chemistry Management for Plant Start-Up after Long-Term Outage

*Akihiro Maeda¹ (1. MHI)

[2G_PL02] Activities on the Optimization of Dissolved Hydrogen Concentration in PWR Primary Coolant as a Countermeasure Against Aging Plants

*Wataru Sugino¹ (1. JAPC)

[2G_PL03] CF Management to Backwash after the Plant Long-Term Outage

*Hayato Rokusawa¹ (1. Tohoku-EPCO)

[2G_PL04] Measurement of Electrochemical Corrosion Potential in BWRs

*Tsuyoshi Ito¹ (1. Hitachi)

Room H

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Non-Proliferation, Safeguards, Nuclear Security Network

[2H_PL] Reduction of Highly Enriched Uranium and Nuclear Nonproliferation for Research Reactors

Chair:Masato Hori(JAEA)

1:00 PM - 2:30 PM Room H (13 Bildg.1F 1312)

[2H_PL01] Activities on the Nuclear Non-Proliferation and Nuclear Security in MEXT

*Masafumi Sato¹ (1. MEXT)

[2H_PL02] Recent Efforts and International Trends in Reduction of Uranium Enrichment for Research Reactors

*Hironobu Unesaki¹ (1. Kyoto Univ.)

Room I

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

[2I_PL] Progress Status and Future Issues of Development of Analysis and Estimation Technology for Fuel Debris Characterization

Chair:Takayuki Sasaki(Kyoto Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room I (13 Bildg.1F 1313)

- [2I_PL01] Overview of Progress Status of Analysis and Estimation Technology Development for Fuel Debris Characterization
*Junichi Nakano¹ (1. NDF)
- [2I_PL02] Mid-and-Long Term Plan for Accident Investigation and Progress Status of Samples Obtained at the Fukushima Daiichi NPS
*Masato Mizokami¹ (1. TEPCO HD)
- [2I_PL03] Progress Status of Development of Technology for Enhanced Analysis Accuracy of Fuel Debris and International Joint Project
*Shinichi Koyama¹ (1. JAEA)
- [2I_PL04] Progress Status of Development of Estimation Technology for Aging Properties of Fuel Debris
*Akihiro Suzuki¹ (1. NDF)
- [2I_PL05] Progress Status of Development of Non-Destructive Assay Technologies for Sorting and Segregation of Fuel Debris and Others
*Masaki Kamada¹ (1. MHI)
- [2I_PL06] Discussion
*Kazuyuki Kato¹, All Presenters (1. NDF)

Room J

Planning Lecture | Over view Report | Research Committee for Mechanistic Evaluation of Critical Heat Flux for Nuclear Reactors[Co-organized by Thermal-Hydraulics Division, Computational Science and Engineering Division]

- [2J_PL] Activity report of research committee for mechanistic evaluation of critical heat flux for nuclear reactors
Chair:Tomio Okawa(UEC)
1:00 PM - 2:30 PM Room J (13 Bildg.2F 1321)
- [2J_PL01] Current status of experimental studies and measurement techniques in pool boiling
*Shinichiro Uesawa¹ (1. JAEA)
- [2J_PL02] Experimental investigation on transient critical heat flux in rod bundle
*Takahiro Arai¹ (1. CRIEPI)
- [2J_PL03] Challenges to validate two-phase flow and boiling simulation
*Hiroyuki Yoshida¹ (1. JAEA)
- [2J_PL04] Discussion about evaluation methods for critical heat flux
*Ayako Ono¹ (1. JAEA)

Room K

Planning Lecture | Board and Committee | Committee of Open School, Committee of Public Information

- [2K_PL] The state of open schools in the with Corona era
Chair:Naoto Hagura(TCU)
1:00 PM - 2:30 PM Room K (13 Bildg.2F 1322)
- [2K_PL01] Current status of open school activities
*Shigeo Yoshida¹ (1. Tokai Univ.)
- [2K_PL02] Status of initiatives in various parts of the country from the standpoint of science museum staff
*Tomohisa Kakefu¹ (1. JSF)
- [2K_PL03] What to Expect as a Nuclear Energy Commissioner -Open school as a place to receive a sense of citizenship-
*Yukiko Okada¹ (1. AEC)
- [2K_PL04] General Discussion

Room L

Planning Lecture | Technical division and Network | Advanced Reactor Division

- [2L_PL] Path forward for development of advanced reactor and nuclear fuel cycle technologies
Chair:Takaaki Sakai(Tokai Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room L (13 Bildg.2F 1323)
- [2L_PL01] Technology roadmap for innovative reactor development toward the realization of carbon neutrality and energy safety security
*Ken Kurosaki¹ (1. Kyoto Univ.)
- [2L_PL02] Desirable direction of fast reactor development since 2024
*Shoji Kotake¹ (1. JAPC)
- [2L_PL03] Current status of nuclear fuel cycle technology development
*Masayuki Takeuchi¹ (1. JAEA)

[2A_PL] Relationship between human resource development and research facilities of nuclear fuel materials and radioisotopes

Chair: Takumi Saito (UTokyo)

Tue. Mar 14, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room A (11 Bildg.1F 1101)

[2A_PL01] Activities of "Investigation Committee on Agora on Nuclear Energy"

*Nobuaki Sato¹ (1. Tohoku Univ.)

[2A_PL02] Human resource development and needs of facilities for nuclear material and radioisotopes

*Mituru Uesaka¹ (1. Japan Atomic Energy Commission)

[2A_PL03] Issues in radioisotope facilities at the University

*Hiroshi Watabe¹ (1. Radiation Safety Council of Universities in Japan, Tohoku Univ.)

[2A_PL04] Overall discussion

Nobuaki Sato¹, Mituru Uesaka², Hiroshi Watabe³, Tomohiko Arai⁴, Naoki Kumagai⁵, Yasushi Morishita⁵ (1. Tohoku Univ., 2. Japan Atomic Energy Commission, 3. Radiation Safety Council of Universities in Japan, Tohoku Univ., 4. MEXT, 5. NRA)

「原子力アゴラ」調査専門委員会
「大学等核燃および RI 研究施設検討・提言分科会」企画セッション

原子力人材育成と核燃・RI 研究施設との関わり

Relationship between human resource development and research facilities of
nuclear fuel materials and radioisotopes

*佐藤修彰¹, *上坂 充², *渡部浩司^{1,3}

¹東北大学, ²原子力委員会, ³大学等放射線施設協議会

「原子力アゴラ」調査専門委員会「大学等核燃および RI 研究施設検討・提言分科会」では、学会誌報告記事「研究教育と施設・設備に関する提言」において、J 施設から K 施設への転換、学内での拠点化・統廃合について触れるとともに、全国規模の研究拠点施設の確立や、研究ネットワークの構築の必要性を訴えた。2022 年秋の大会では「大学等核燃・RI 研究施設に関する提言と対応」と題した企画セッションを開催し、分科会、規制庁、文科省の担当者からの講演、さらにはパネルディスカッションを通じて、当該課題について継続して検討していくことを合意した。その続編として、今回「原子力人材育成と大学等核燃・RI 研究施設との関わり」を取り上げる。まず、分科会よりこれまでの経緯に触れる。次に原子力委員会より原子力分野における人材育成と施設の必要性について、さらに、RI 施設の状況について大学等放射線施設協議会からの講演をいただく。最後に、関係者によるパネルディスカッションを通じて原子力人材育成と大学等核燃・RI 研究施設との関わり（施設統廃合や、核燃料物質や放射性廃棄物の移動、保管、廃棄の在り方）について意見交換を行う。本セッションを通じて、上記の課題について理解を深めるとともに、継続的な検討による事態の解決への道筋を図る。

具体的には、

① 核燃および RI 等研究施設検討・提言分科会概要

分科会主査より本企画セッションに関係する分科会のこれまでの活動を紹介する。

② 人材育成と核燃・RI 研究施設の必要性

原子力委員会上坂委員長より原子力分野における人材育成と施設の必要性について講演いただく。

③ 大学等 RI 施設の状況と対応

大学等放射線施設協議会渡部先生より RI 施設の状況と対応について、講演をいただく

これらを踏まえて、講演者および関係機関からのパネラーを交えてパネルディスカッションを行い、原子力人材育成と大学等核燃・RI 研究施設との関わりについて、学会としてなすべきこと、できることは何かを考える場とする。

*Nobuaki Sato¹, *Mitsuru Uesaka², *Hiroshi Watabe^{1,3}

¹Tohoku Univ., ²Atomic Energy Commission, ³Radiation Safety Council of Universities in Japan

「原子力アゴラ」調査専門委員会
「大学等核燃および RI 研究施設検討・提言分科会」企画セッション

原子力人材育成と核燃・RI 研究施設との関わり

Relationship between human resource development and research facilities of
nuclear fuel materials and radioisotopes

*佐藤修彰¹, *上坂 充², *渡部浩司^{1,3}

¹東北大学, ²原子力委員会, ³大学等放射線施設協議会

「原子力アゴラ」調査専門委員会「大学等核燃および RI 研究施設検討・提言分科会」では、学会誌報告記事「研究教育と施設・設備に関する提言」において、J 施設から K 施設への転換、学内での拠点化・統廃合について触れるとともに、全国規模の研究拠点施設の確立や、研究ネットワークの構築の必要性を訴えた。2022 年秋の大会では「大学等核燃・RI 研究施設に関する提言と対応」と題した企画セッションを開催し、分科会、規制庁、文科省の担当者からの講演、さらにはパネルディスカッションを通じて、当該課題について継続して検討していくことを合意した。その続編として、今回「原子力人材育成と大学等核燃・RI 研究施設との関わり」を取り上げる。まず、分科会よりこれまでの経緯に触れる。次に原子力委員会より原子力分野における人材育成と施設の必要性について、さらに、RI 施設の状況について大学等放射線施設協議会からの講演をいただく。最後に、関係者によるパネルディスカッションを通じて原子力人材育成と大学等核燃・RI 研究施設との関わり（施設統廃合や、核燃料物質や放射性廃棄物の移動、保管、廃棄の在り方）について意見交換を行う。本セッションを通じて、上記の課題について理解を深めるとともに、継続的な検討による事態の解決への道筋を図る。

具体的には、

① 核燃および RI 等研究施設検討・提言分科会概要

分科会主査より本企画セッションに関係する分科会のこれまでの活動を紹介する。

② 人材育成と核燃・RI 研究施設の必要性

原子力委員会上坂委員長より原子力分野における人材育成と施設の必要性について講演いただく。

③ 大学等 RI 施設の状況と対応

大学等放射線施設協議会渡部先生より RI 施設の状況と対応について、講演をいただく

これらを踏まえて、講演者および関係機関からのパネラーを交えてパネルディスカッションを行い、原子力人材育成と大学等核燃・RI 研究施設との関わりについて、学会としてなすべきこと、できることは何かを考える場とする。

*Nobuaki Sato¹, *Mitsuru Uesaka², *Hiroshi Watabe^{1,3}

¹Tohoku Univ., ²Atomic Energy Commission, ³Radiation Safety Council of Universities in Japan

「原子力アゴラ」調査専門委員会
「大学等核燃および RI 研究施設検討・提言分科会」企画セッション

原子力人材育成と核燃・RI 研究施設との関わり

Relationship between human resource development and research facilities of
nuclear fuel materials and radioisotopes

*佐藤修彰¹, *上坂 充², *渡部浩司^{1,3}

¹東北大学, ²原子力委員会, ³大学等放射線施設協議会

「原子力アゴラ」調査専門委員会「大学等核燃および RI 研究施設検討・提言分科会」では、学会誌報告記事「研究教育と施設・設備に関する提言」において、J 施設から K 施設への転換、学内での拠点化・統廃合について触れるとともに、全国規模の研究拠点施設の確立や、研究ネットワークの構築の必要性を訴えた。2022 年秋の大会では「大学等核燃・RI 研究施設に関する提言と対応」と題した企画セッションを開催し、分科会、規制庁、文科省の担当者からの講演、さらにはパネルディスカッションを通じて、当該課題について継続して検討していくことを合意した。その続編として、今回「原子力人材育成と大学等核燃・RI 研究施設との関わり」を取り上げる。まず、分科会よりこれまでの経緯に触れる。次に原子力委員会より原子力分野における人材育成と施設の必要性について、さらに、RI 施設の状況について大学等放射線施設協議会からの講演をいただく。最後に、関係者によるパネルディスカッションを通じて原子力人材育成と大学等核燃・RI 研究施設との関わり（施設統廃合や、核燃料物質や放射性廃棄物の移動、保管、廃棄の在り方）について意見交換を行う。本セッションを通じて、上記の課題について理解を深めるとともに、継続的な検討による事態の解決への道筋を図る。

具体的には、

① 核燃および RI 等研究施設検討・提言分科会概要

分科会主査より本企画セッションに関係する分科会のこれまでの活動を紹介する。

② 人材育成と核燃・RI 研究施設の必要性

原子力委員会上坂委員長より原子力分野における人材育成と施設の必要性について講演いただく。

③ 大学等 RI 施設の状況と対応

大学等放射線施設協議会渡部先生より RI 施設の状況と対応について、講演をいただく

これらを踏まえて、講演者および関係機関からのパネラーを交えてパネルディスカッションを行い、原子力人材育成と大学等核燃・RI 研究施設との関わりについて、学会としてなすべきこと、できることは何かを考える場とする。

*Nobuaki Sato¹, *Mitsuru Uesaka², *Hiroshi Watabe^{1,3}

¹Tohoku Univ., ²Atomic Energy Commission, ³Radiation Safety Council of Universities in Japan

(Tue. Mar 14, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room A)

[2A_PL04] Overall discussion

Nobuaki Sato¹, Mituru Uesaka², Hiroshi Watabe³, Tomohiko Arai⁴, Naoki Kumagai⁵, Yasushi Morishita⁵ (1. Tohoku Univ., 2. Japan Atomic Energy Commission, 3. Radiation Safety Council of Universities in Japan, Tohoku Univ., 4. MEXT, 5. NRA)

GXにおいて原子力エネルギーがそのポテンシャルを発揮するには、研究開発体制の再構築が急務である。当分科会では、大学等核燃・RI施設について老朽化への対応や統廃合・拠点化を検討・提言してきた。本企画セッションでは、原子力人材育成と大学等核燃・RI研究施設との関わりについて、原子力委員会及び放射線施設協議会からの講演を頂くと共に、文部科学省、原子力規制庁を交えて再構築に係るパネルディスカッションを行う。

Planning Lecture | Technical division and Network | Health Physics and Environment Science subcommittee

[2B_PL] Front line of countermeasures against radiation terrorism in urban area

Chair:Haruyasu Nagai(JAEA)

Tue. Mar 14, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room B (11 Bildg.1F 1102)

[2B_PL01] Radiation measurements and first response to nuclear security

*Ken-ichi Tsuchiya¹ (1. NRIPS)

[2B_PL02] Development of LHADDAS and its application to countermeasures for radiological terrorism

*Hiromasa Nakayama¹ (1. JAEA)

[2B_PL03] Discussion: How do we utilize simulations for countermeasures against radiation terrorism?

All participants

保健物理・環境科学部会セッション

都市域での放射線テロ対策の最前線

Front line of countermeasure against radiation terrorism in urban area

(1) 核セキュリティ対策に資する検知技術と初動対応

(1) Radiation measurements and first response to nuclear security

*土屋 兼一¹¹科学警察研究所

1. はじめに

近年テロリズムへの脅威の高まりとともに、核セキュリティ体制強化に向けた流れが加速している[1]。海外ではプルトニウム密輸事件(1994年)をはじめ、セシウム¹³⁷Csを公園に埋めて爆破すると脅迫した事案(1995年)、ウラン密売の摘発事案(2007年)、コバルト⁶⁰Coの盗取(2013年)、ウラン化合物の盗取(2014年)など核セキュリティに関連する事案が発生している。一方、日本においても研究用放射性同位元素(ヨウ素¹²⁵I)のぼらまき事案(2000年)、イリジウム¹⁹²Irの盗取(2008年)、総理大臣官邸に福島原発事故で汚染された土壌を搭載したドローンが落下した事案(2015年)等が発生しており、今後、核物質及びその他の放射性同位元素(RN物質)を悪用した事案が起きる可能性は十分に考えられる。

2. 都市域における核セキュリティ事案とその対処

都市域において想定される核セキュリティ事案として、放射線テロがあげられる。放射線テロはRN物質の拡散又は放射線の発散を伴うテロの形態である。汚い爆弾(ダーティーボム)のようにRN物質の拡散装置が使われるもの、あるいは高線量線源の置き去り(サイレントソースアタック)等が懸念されている。こうした事案が日本で発生した場合、NBCテロその他大量殺傷型テロ対処現地関係機関連携モデル[2]に沿って初動対応機関による対処が実施される。警察庁科学警察研究所では、こうしたRN物質に関連する事案に対処すべく、現場初動対応部隊の安全を確保する機材の開発や評価をこれまで行ってきた[3]。本稿では、放射線テロに対処する現場検知(核検知、Nuclear Detection)、現場における危険度に応じた区域の設定(ゾーニング)、核物質に関する分析手法(核鑑識、Nuclear Forensics)について、科学警察研究所における研究も交えながら報告する。また、最近開発を進めている教育・訓練用仮想放射線測定システム「USOTOPE」(ウソトープ)[4]についても紹介したい。スマートフォンを活用し疑似線源及び仮想線源を用いた本システムは、テロ対策における初動対応機関による対処訓練だけではなく、原子力災害等の広範囲にわたる訓練での活用も期待できると考えている。

参考文献:

[1]木村直人「核セキュリティの基礎知識—国際的な核不拡散体制の強化と日本のとるべき対応」日本電気協会新聞部(2012)。最近の動向に関する文献として、宇根崎博信, 須田一則, 木村隆志, 高橋佳之, 小泉光生, 木村祥紀, 出町和之 核セキュリティ入門(連携講座1~5) 原子力学会誌 Vol.62 No.4~No.12 (2020)がある。

[2]NBCテロ対策会議幹事会「NBCテロ対処現地関係機関連携モデル(平成13年11月22日)」(平成28年1月29日に改訂, NBCテロその他大量殺傷型テロ対処現地関係機関連携モデル)。

[3]土屋兼一「放射線テロ対策に資する検知技術と初動対応」科学警察研究所報告 70(1・2),1-17(2021)。

初動対処全般については CBRNE テロ対処研究会「必携-NBC テロ対処ハンドブック」診断と治療社(2008)が詳しい。

[4]Tsuchiya, K., Moritake, T., Ishigaki, Y., Kosukegawa, N. Development of a radiation-detection simulator with smartphones and beacons for first responders to radiological threats. Proc. the 4th International CBRNe Workshop "IW CBRNe 2018 -Countering radiological and nuclear threats-", 179-184 (CBRNe Book Series 15) (2020).

*Ken'ichi Tsuchiya¹¹National research institute of police science

(2) 局所域高分解能大気拡散・線量評価システム LHADDAS の開発と放射線テロ**対策への応用****(2) Development of LHADDAS and its application to countermeasures for radiological terrorism***中山 浩成¹, 佐藤 大樹¹¹日本原子力研究開発機構**1. 背景**

原子力施設の運転時や事故時、あるいは都市市街地でのテロ等により放射性物質が大気放出された場合の放出源近傍における影響評価においては、個々の建物影響による複雑な気流を考慮した高分解能大気拡散計算と建物の遮蔽効果を考慮した線量評価が必要となる。原子力機構では、これまでに緊急時環境線量情報予測システム SPEEDI を開発してきた。SPEEDI は、数 10-100km の領域を数 100m 程度の計算格子で地表面形状を解像して拡散計算を行う。しかし、個々の建物影響を反映した大気拡散計算による複雑な放射性物質分布や建物遮蔽を考慮した詳細な線量評価は行えない。このような背景から、建物を表現できる数 m 程度の高分解能計算格子で、建物近傍での複雑な気流場での大気拡散シミュレーションの計算結果に基づく詳細な線量評価の実施が可能な新たな解析システム LHADDAS を開発した[1]。

2. LHADDAS による詳細拡散・線量計算の概要

高分解能計算格子により個々の建物影響を考慮し複雑な気流を再現可能な乱流モデルを導入して開発した大気拡散計算コード LOHDIM-LES[2]と、建物の遮蔽効果を考慮した 3 次元体系で放射線の線量寄与を計算する手法による線量評価コード SIBYL[3]を組み合わせた統合コードにより、放出源近傍での高分解能大気拡散・線量の詳細評価を行う。これにより、原子力施設の立地審査のための従来手法に代わるより現実的な事前解析や原子力緊急時における敷地スケールでの影響評価・対策立案など、局所域大気拡散の様々な課題の解決に活用できる有用性を有する。

3. 都市市街地放射線テロ対策への応用

原子力機構は警察庁科学警察研究所と共同研究を開始し、テロ発生時に危険区域となる可能性の高い地点の抽出や緊急時対応要員・避難住民の被ばく線量低減のための対策立案につなげる手法開発に取り組んでいる。現在、内閣官房国民保護ポータルサイトにおいて紹介されている全国で実施された国民保護共同実働訓練などでは、発生中心位置から同心円状の危険区域の設定がほとんどであり、建物や道路の配置形態及び気象条件などを考慮した、より現実的なシナリオに基づく訓練が望まれる。

今回、ケーススタディとして霞が関と東京駅丸の内 2 つの都市市街地を対象に、代表的気象条件下において ¹³⁷Cs が地表面から瞬間放出された詳細拡散・線量のシミュレーションをそれぞれ行った。その結果、霞が関では 1 km にわたる高線量域の形成、東京丸の内では上流側への高線量域の発生などが見られた。このように、気象条件・建物影響を反映した拡散・線量分布傾向を事前評価することで、より現実的な放射線テロ対策への LHADDAS の活用の有効性が示された。

参考文献

[1] H. Nakayama, et al., Journal of Nuclear Science and Technology, 59, 1314-1329, 2022.

[2] H. Nakayama, et al., Journal of Nuclear Science and Technology, 58, 949-969, 2021.

[3] D. Satoh, et al., PLOS ONE, doi: 10.1371/journal.pone.0245932.g011, 2021.

^{*}Hiroshima Nakayama¹ and Daiki Satoh¹¹Japan Atomic Energy Agency.

(Tue. Mar 14, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room B)

[2B_PL03] Discussion: How do we utilize simulations for countermeasures against radiation terrorism?

All participants

悪意を伴う意図的な放射性物質の拡散はテロの想定の一つであり、対処態勢の構築に関する議論が進められている。放射線テロ対策と原子力施設の防災対策は技術的には共通する部分もあり、専門家同士の連携が有効な対策につながる。本企画セッションでは、放射線テロ対策のための最新の研究開発状況として、想定される被害状況、それに対処する現場検知（核検知）、ゾーニング（危険度に応じた区域の設定）と訓練、核物質に関する分析手法（核鑑識）、局所域高分解能大気拡散・線量評価システムについて紹介する。放射線テロ対策に求められるシナリオ作成・放射線検出・被害評価・対策検討の観点で、シミュレーション情報の活用方法等を意見交換する。

Planning Lecture | Technical division and Network | Risk Science and Technology Division[Co-organized by Standard Committee, The Nuclear Civil Engineering Committee, JSCE]

[2C_PL] Effective Initiatives to upgrade countermeasures based on Basic Concept to Nuclear Safety for External Events

Chair:Tatsuya Itoi(UTokyo)

Tue. Mar 14, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room C (11 Bildg.2F 1106)

[2C_PL01] Outline of Technical Report "The basic concept of nuclear safety against external events" (TR018 : 2021)

*Yoshiyuki Narumiya¹ (1. JANSI)

[2C_PL02] Role and Dissemination of Safety Goal

*Akira Yamaguchi¹ (1. NSRA)

[2C_PL03] Accident Scenarios associated with Superposition of Seismic and Tsunami Events

*Yukihiro Kirimoto¹ (1. CRIEPI)

[2C_PL04] Accident Scenarios associated with Internal Flooding caused by Seismic Event

*Koji Shirai¹ (1. CRIEPI)

[2C_PL05] Cooperative activities with the Nuclear Civil Engineering Committee (Risk Communication and Disaster Prevention for Combined Nuclear and Seismic Accidents)

*Katsumi Ebisawa¹ (1. JSCE)

[2C_PL06] Discussion

Tatsuya Itoi¹, Yoshiyuki Narumiya², Akira Yamaguchi³, Yukihiro Kirimoto⁴, Koji Shirai⁴,
Katsumi Ebisawa⁵ (1. UTokyo, 2. JANSI, 3. NSRA, 4. CRIEPI, 5. JSCE)

リスク部会セッション

外的事象に対する原子力安全の基本的考え方の実効的な取り組み

Effective Initiatives to upgrade countermeasures based on Basic Concept to Nuclear Safety for External Events

(1) 外的事象に対する原子力安全の基本的考え方 2021 の概要

(1) Outline of Technical Report "The basic concept of nuclear safety against external events"

(TR018 : 2021)

*成宮祥介¹¹原子力安全推進協会

1. はじめに

リスク部会は、リスク情報の実践的な活用の一環として、安全目標、南海トラフ等からの M9 級地震の原子力リスクへの影響への危機感を踏まえた原子力地震防災、土木学会原子力土木委員会との連携によるリスクコミュニケーション・原子力地震複合防災等広範な活動を進めている。本企画セッションは、我が国が世界的に甚大な影響を受けてきた外的事象に着目し、安全の基本的考え方に留まらず実効を上げることが出来る取り組みについて、広範な評価と社会とのコミュニケーションを中心に議論することとした。

本稿では、日本原子力学会標準委員会で発行されている技術レポート「外的事象に対する原子力安全の基本的考え方：2021」の提言を説明する。

2. 技術レポートの目的と概要

2-1. 標準委員会原子力安全検討会の活動

原子力安全検討会（以下、検討会）は標準委員会の下部組織として 2011 年の福島第一原子力発電所事故（以下、1F 事故）の後から立ち上げを検討し、2012 年 2 月に第 1 回会合を行った。以来、原子力安全に必要と考えた事項を議論して決めてきた。名簿、議事録、発行図書は標準委員会の HP に公開[1]されている。2023 年 2 月末時点で、41 回の検討会を公開で開催している。

検討会は標準委員会の組織ではあるが、標準を策定する組織ではなく、標準委員会 4 専門部会、学協会、更には関係組織全体に及ぶ課題について議論を行い、原子力の安全や利用にかかる基盤的な考え方を標準委員会内外に提供し、原子力安全の活動の推進に資することを目的としている。

検討会の傘下には、議論するテーマにより分科会を設置し次の 8 つの技術レポートを発行してきた。

- ・原子力安全の基本的考え方について 第 I 編 原子力安全の目的と基本原則：2012 (AESJ-SC-TR005:2012)
- ・原子力安全の基本的考え方について 第 I 編 別冊：2013 (AESJ-SC-TR005 (ANX) :2013) 深層防護の考え方
- ・原子力安全の基本的考え方について 第 I 編 別冊 2：2013 (AESJ-SC-TR005 (ANX) :2013) 深層防護の実装の考え方
- ・原子力安全の基本的考え方について 第 II 編 原子力安全確保のための基本的な技術要件と規格基準の体系化の課題について：2014 (AESJ-SC-TR007:2014)
- ・リスク評価の理解のために：2020 (AESJ-SC-TR011: 2020)
- ・原子力発電所の地震安全の原則～地震安全の基本的な考え方とその実践による継続的安全性向上～：2019 (AESJ-SC-TR016:2019)
- ・再処理施設における原子力安全の基本的考え方について：2016 (AESJ-SC-TR013:2016)
- ・外的事象に対する原子力安全の基本的考え方：2021 (AESJ-SC-TR018:2021)

*Yoshiyuki Narumiya¹

¹Japan Nuclear Safety Institute

技術レポートの説明を行う講習会、技術レポート策定のためのワークショップ、さらに原子力学会年会 大会の企画セッションなど、原子力安全に貢献する活動を積極的に行ってきた。発足 10 年余りを経て、当初に計画した基本安全原則や深層防護などの解説を、原子力施設における安全性向上活動の基盤として提供することができ、さらにリスク情報活用と外的事象安全に関して指南あるいは提言を出すことが達成できている。

2-2. 外的事象の基本的考え方

検討会が発行した技術レポートの「外的事象に対する原子力安全の基本的考え方」[2]は、原子力発電所における外部ハザード（地震や津波などの自然ハザード、航空機落下などの人為ハザード）に対し、リスク情報を活用することで安全性を合理的かつ包括的に向上させるための基本的な考え方を提示することを目的とするものである。本稿では、この技術レポートでの定義に従い、外的事象は原子力発電所の系統・設備の外で発生する事象であり、地震や津波のような施設外で発生する外部ハザードによるものと、内部火災のように施設の中だが系統・設備の外で発生するものを指す。

この技術レポートでは、外部ハザードは原子力発電所も含めた社会全体に影響を及ぼすこと、原子力安全が放射線の有害な影響から人と環境を防護すること、そして原子力発電が電力供給という形で社会に大きな貢献をし得ること、から安全目標の設定が必要であることが、示されている。外部ハザードの対処は、発生頻度の不確かさが大きいこと、空間的・時間的に広い範囲に影響を及ぼすこと、発電所敷地外にも同様に影響を及ぼすこと、といった特徴に注目し、対処のプロセスの基本構造として、「1. リスク特定・分析」、「2. リスク評価」、「3. リスク対応：対処の検討」、「4. リスク対応：対処の実施」、「5. 新知見収集・分析」の5つのステップを提案している。なお、本稿で「対処」としているのは、「対策」とは同義である。外部ハザードに対する安全確保のための対応措置のことを指す。ハードウェアの設置や改善だけでなく手順整備、教育、マネジメントの構築などであり、構想、計画、設計、製造、建設、運転、評価などを含むものであることから、対策とするとハードウェアのみを連想されることを避けたものである。

技術レポートの最後に、基本的なプロセス及び摘出した課題又は留意事項を踏まえ、将来に向けて原子力安全にかかわる関係組織が取り組むべき事項を提言とし、技術基盤としての学協会規格及びそれに必要な研究・技術開発、そして継続的な安全性向上につながるものを取りまとめている。

3. 技術レポートの提言

3.1 提言の概要

外部ハザードに関する国内外の規制要件、発電所における対応を整理した上で、外部ハザードに対して安全性向上を実現するための提言をしている。これらには標準委員会として取り組むべきこと、他学協会と協力して取り組むこと、関係組織に促すこと、が含まれている。技術レポートでは COVID-19 にかかるパンデミックへの対応も触れているが本稿とは直接の関係がないので省略し、次の7つについて説明する。

- ① 外部ハザードの継続的かつ詳細なリストアップと活用
- ② 継続的安全性向上のための対処において実施すべきこと
- ③ 広範で活発なコミュニケーション
- ④ 広範な外部ハザードにかかる学協会規格・標準の整備
- ⑤ 広範囲に被害が及ぶ外部ハザードによる緊急時の連携したアプローチ
- ⑥ 外部ハザードに対する長期対策を前提とした規制プロセス・ルールの構築
- ⑦ 安全性向上のための目標の外部ハザードへの適用

3.2 提言1：外部ハザードの継続的かつ詳細なリストアップと活用

外部ハザードリストに原子力発電所の安全に考慮すべき全ての外部ハザードを列挙し、将来にわたり継続的に更新する。組織により想定する外部ハザードが異なることは好ましくないが、組織によりリストの利活用の目的が異なることから、個々の外部ハザードの詳細さは異なっても良い。このことから学協会が学術の視点から外部ハザードの包括的なリストを例示し、関係機関がそれぞれの目的に応じて利用するといった仕組みも検討することが必要である。

外部ハザードの特徴である「施設以外への影響」も考慮し対処を検討する必要がある。さらに気候変動な

どの長期にわたる影響も考慮する必要がある。

3.3 提言 2：継続的安全性向上のための対処において実施すべきこと

外部ハザードの評価及び対処を行う際に課題となるのは「不確実さ」である。不確実さ解析を行い定量的に把握したうえで、不確実さによる影響が設備、運転操作などにどの程度及んでいるのかを把握することが、事業者では適切な安全確保、規制機関ではリスク情報を活用した規制判断につながる。

不確実さを設計などの裕度でカバーする際には、リスク評価結果を考慮することが必要である。外部ハザードの対処策は、設計だけでなく運用及び保守も含めて担うこと、地震や強風など複数の外部ハザードそれぞれで設計裕度を設定した対処策の実施に難しさがあること、からプラントシステム全体を評価して適切な余裕を設定する。

外部ハザードが引き起こす事故は、複数の設備、施設外も含む広い範囲、時間経過での大きな変化、複数の外部ハザードによる複合事象、という特徴がある。設計基準で想定している外部ハザードの領域（たとえば地震であれば設計基準地震動以下）と、設計基準を超える領域とに分けて対処を考えるべきである。すべてにわたりすべての設備が健全であることを達成することは困難である。それよりも、設計基準を超えた領域においては、安全性が極端に低下した致命的な状況にならないように、事象シナリオの時間経過を連続的に評価し、安全機能劣化を把握し、それに応じた柔軟な対処を施すことが重要である。

3.3 提言 3：広範で活発なコミュニケーション

外部ハザードが社会全体にも広く影響を及ぼすことから、社会、特に地元自治体とのコミュニケーションは必要である。原子力関係の組織間でも研究成果、技術成果の共有が適宜行われ、最新の知見による外部ハザードへの対処が実現できるようにする。

3.4 提言 4：広範な外部ハザードにかかる学協会規格・標準の整備

いままでにない災害の発生に備えて最新の技術的知見を踏まえた高い安全性を確保する内容を規定することと、将来にわたり多種多様な外部ハザードが発生することを考えると継続的な技術継承が基本である。対処策を規定する規格に新知見、新手法を積極的に取り入れる判断を明確にするために、上位の基本的な考え方の標準を定めることが必要である。

3.5 提言 5：広範囲に被害が及ぶ外部ハザードによる緊急時の連携したアプローチ

周辺地域への影響が大きい外部ハザードでは、発電所の安全を確保した上で電源供給を果たすことが社会利益につながる。また原子力災害との複合災害になる外部ハザード発生時には、正確な事故情報の発信、周辺の被害状況の迅速な提供といった連携行動が地元自治体との間でできることが必要となる。

3.6 提言 6：外部ハザードに対する長期対策を前提とした規制プロセス・ルールの構築

外部ハザードの対処は、外部ハザードの想定を過剰に保守的とした前提での規制要件を施設にバックフィットさせた場合に、実施までに長期間を要することになる。規制機関はバックフィット要求そのものの実効性、適用までの経過措置等についてリスクを考慮する方法を考えること、また研究機関、プラント製造業者、事業者は、実行可能で実効性のある対処を行うことが重要である。

3.7 提言 7：安全性向上のための目標の外部ハザードへの適用

原子力安全の目的の達成基準としては、社会的に合意形成された安全目標が重要な役目を果たす。しかし安全目標は死亡リスクのような原子力発電所の安全性に関する基準として直接適用が難しいものが用いられるため、安全目標を満足する付随的な目標（例えば性能目標等）（subsidiary or surrogated goal）を定めることが必要である。リスク情報活用には、安全目標や性能目標を直接用いるのではなく、それらを踏まえて設定された管理指標を用いる。これは IAEA TECDOC-1874[3]で示されている階層構造の安全目標である。性能目標からの管理指標を設定する際に重要な点は、関係組織（事業者、プラント製造業者等）の管理指標の考え方が共通していることであることから、原子力学会として管理指標の設定も含んだ安全目標の設定と活用にかかる検討の場を提供することが有効である。

4. まとめ

外部ハザードへの対処は 1F 事故後に、見直された規制要件とそれに対応した対策が実施されたことで、原子力発電所の外部ハザードに対する安全性を向上させてきた。このことは我が国の原子力発電の利用にお

いて大きな成果である。標準委員会では将来にわたり外部ハザードへの高い安全性を維持するために、リスク情報を用いて合理的かつ包括的に向上させるための技術レポートを発行している。2023年春の年会リスク部会企画セッションでは、この技術レポートの提言を実効的に推進するための議論を行うこととした。

本稿では、提言の概要を説明した。これらの提言は従来からも指摘されてきたことと重複していることもあるが、いまだに実現されていないことは確かである。関係組織がこの10年あまりの努力に甘んじることなく、社会とのコミュニケーションを通じて、将来においても継続して外部ハザードの対処に取り組んでいくことに繋がる議論を企画セッションで期待したい。

5. 参考文献

- [1] 標準委員会原子力安全検討会 名簿、発行図書、議事録、https://www.aesj.net/sc_committee/standard/c-sc3
- [2] 日本原子力学会，“外的事象に対する原子力安全の基本的考え方：2021，AESJ-SC-TR018:2021，”（2021）
- [3] IAEA，“Hierarchical Structure of Safety Goals for Nuclear Installations”，IAEA-TECDOC-1874，（2019）

リスク部会セッション

外的事象に対する原子力安全の基本的考え方の実効的な取り組み

Effective Initiatives to Upgrade Countermeasures on Basic Concept to Nuclear Safety for External Events

(2) 安全目標の役割と普及-

(2) Role and Dissemination of Safety Goal

*山口 彰

原子力安全研究協会

1. はじめに

わが国の安全目標に関する公的な検討は 2001 年、原子力安全委員会での安全目標専門部会の設置に始まった。その検討内容は 2003 年に「中間とりまとめ」として公表された⁽¹⁾が、委員会決定とはされず、原子力施設のリスク管理における意思決定で活用されるには至らなかった。

原子力安全委員会安全目標専門部会が提案した安全目標は、以下のとおり、定性的目標案と定量的目標案で構成されている。

- (1) 定性的目標案:原子力利用活動に伴って放射線の放射や放射性物質の放散により公衆の健康被害が発生する可能性は、公衆の日常生活に伴う健康リスクを有意には増加させない水準に抑制されるべきである
- (2) 定量的目標案:原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによる、施設の敷地境界付近の公衆の個人の平均急性死亡リスクは、年あたり百万分の 1 程度を超えないように抑制されるべきである。また、原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによって生じ得るがんによる、施設からある範囲の距離にある公衆の個人の平均死亡リスクは、年あたり百万分の 1 程度を超えないように抑制されるべきである。

2003 年に公表された「中間とりまとめ」から 20 年が経過すること、2011 年の福島第一原子力発電所炉心溶融事故でのリスク管理が不適切であったとの教訓を踏まえ、本稿では安全目標の役割と普及について考察する。外部事象がもたらすリスクは、その発生の頻度や進展の過程に不確かさがあることや、外部事象はさまざまな複合リスクをもたらすこと、多くの社会基盤に影響をもたらすことなどから留意が必要である。また、外部事象に対する社会全体としてのリスクを管理する観点からは、外部事象により社会にたらされるリスクを考慮して安全目標を定義し、その意義と役割を考え、それを普及・定着させることが大切である。

2. 安全目標の定義について

安全目標専門部会は健康リスクを対象として安全目標を提案したが、「社会的リスク」についてもその重要性を指摘している。「土地が汚染して人々の生活空間が制限されるなどの影響」を「社会的リスク」と定義するが、それを評価するための方法が不十分で「さらなる研究の進展が必要である」とした。こうして社会的リスクに関する目標を明示せず、健康目標を安全目標と定め、「人の健康被害に着目して公衆の日常生活に伴う健康リスクを有意には増加させない水準に抑制されるべきである」とした。

原子力規制委員会は、安全の目的を「人と環境を守る」とし、「環境への影響をできるだけ小さくとどめる」観点から定量的安全目標を 2013 年に提示した⁽²⁾。原子力規制委員会は上記「中間とりまとめ」を実質的に追認するとして、炉心損傷発生頻度と格納機能喪失頻度をそのまま採用する。あわせて、おそらくは福島第一原子力発電所事故における広範な土地汚染を踏まえてのものと考えられるが、環境への影響（すなわち放射能による土地汚染）の観点からセシウム 137 の大規模放出発生頻度を目標に加えた。同委員会は、安全目標は重要な問題であるから今後も継続的に議論するとしたが、それ以降、考察が深められることはなかった。

*Akira Yamaguchi

Nuclear Safety Research Association

このような経緯からか、安全目標としてどのようなリスクを考慮するのか、定量的目標の発生頻度どのような意味合いがあるのか、そして安全目標をどのように使うのか、それを社会に対して発信する方法など、安全目標の本質にかかわる重要な問いかけに対する答えはいまだに曖昧模糊としているように思う。

外部事象発生時における安全確保では、社会全体の強靱さとの関連において総合的にリスク管理を行うことであろう。ある特定の産業施設を強化しても、もしそれが社会とさまざまなネットワークでつながっているのであれば、ネットワークやその先の社会システムの強靱さと整合していなければ、滑稽な姿になりかねない。原子力防災に人々が大きな関心を抱くのは、地域社会の原子力災害に対する備えに適切な強靱さが確保されていなければ、原子力施設の規制をいくら強化しても安全目標は達成されないと考えるからであろう。

米国では原子力規制委員会（USNRC）の諮問をうけて、1980年にACRS（Advisory Committee of Reactor Safeguards）が安全目標の要件をとりまとめた^③。要件とは、(1)将来の原子炉の社会的リスクは競合技術（主に石炭火力）より低いこと、(2)個人（住民ならびに従事者）に及ぼすサイト全体のリスクは十分小さいこと、(3)事故やがんによる死亡リスクを有意に増加させないこと、(4)公平性の問題が生じないこと、(5)安全設計は事故の防止と影響緩和を重視すること、(6)シビアアクシデントの確率が極めて低く大規模炉心溶融事故においても周辺に住む個人の死亡確率を極めて低くすること、(7)リスクがそれに係る安全目標を下回るようALARAのコスト=便益基準により適切な対策を取ることである。なお、汚染等による地域の資産喪失も議論されたがそれは要件には含まれなかった。この考察は、「どのような安全であれば十分に安全か？」という問いかけに答えようとするものであると思う。

安全目標は、何を防護するのか、それを何によって実現するのか、安全設計にどのように反映するのか、それによる社会全体の便益は確保できるか、といった観点を踏まえて体系化される必要がある。”How safe is safe enough?”は、原子力安全における根源的な問いである。この問いかけには、定量的な安全目標の水準だけでなく、「どのような安全であれば十分に安全か？」という安全目標の構成も含んでいると考えられる。外部事象に対しては、何をもちて人と社会を守るとするのかについて合意形成の努力を重ね、そのために産業施設や社会システム、環境の保全、さまざまな複合リスクにどのように対処するかを俯瞰的に考えることが大切である。

3. 社会との対話と安全目標

安全目標は「社会との約束ごと」と位置付けてもよい。そうすると、社会は何を求めているのかに思いをめぐらさない限り適切な安全目標は定められない。外部事象に対しては社会の不安は大きい。安全目標の役割やそれを踏まえた安全の確保に向けての社会各層との対話の重要性が指摘される。

福島第一原子力発電所事故後、社会的リスクが問題であるという認識がひろまり、原子力規制委員会は事故による放射性物質の放出量とその頻度に関する定量的な目標（テロ等によるものを除く）を追加すると提案した。しかし、この目標は、放射性物質の放出量（セシウム137が100TBq）と頻度（ 10^{-6} /年）は専門用語で飾られていたため、社会から多くの注目を集めることはなかった。一方、技術の観点からは、これを達成するための工学的安全施設を工夫・追加し、安全性能を向上させた。しかし、この性能向上も十分に社会には伝えられなかった。これらは性能目標だけの提案にとどまっていたからであろう。性能目標（炉心損傷頻度やセシウム放出頻度など）は、施設の安全確保活動を掌るものであり、社会との対話に活用できるものではない。

性能目標がいかなる安全の姿を具現するものか、それによって社会はどのような恩恵を受けるのかを示さない限り社会との対話は難しい。安全目標の体系と構造、定量的目標の上位に位置すべき定性的目標について言及することなしに、ある性能を代替する性能目標（設計目標の上位に位置する目標）を示すだけでは、安全目標の役割を理解し、社会に普及・定着させることは困難である。外部事象に対して、社会はどのように備えるのか、どのような安全水準を確保するのか、自然現象に対しては一般の社会システムより強靱さを備える原子力施設はどのようなリスクを内在するのかを示すことにより、社会との

対話が進み、安全目標が普及・定着することにつながるのではないか。

3. 安全目標の階層構造私案

安全目標の階層構造試案を表に示す。最上位目標から下位目標まで四階層構造とした。最上位目標は「原子力安全の目的」である「人と環境の防護」とした。左欄は健康リスクに関する体系、右欄は社会的リスクに関する体系としている。上位目標（二段目）右側の社会的リスクに対する目標では、環境の汚染加え、「社会的混乱」の回避を加えた。これは、「環境の防護」より広い概念と考えられる。また、重大事故時の目標のみならず通常運転時や設計基準事象に係る決定論的安全（規制）基準も、安全目標体系の一部に位置付けた。原子力安全委員会が提示した定量的安全目標と性能目標は左欄、健康リスクの中位目標と下位目標と位置付けられる。原子力規制委員会が提示した放射性物質大規模放出に関する目標は、社会的リスクの中位あるいは下位目標と解釈される。社会的リスクについては、健康リスクに関する定量的安全目標に相当する定量的安全目標が必要であると考えられる。

本私案は外部事象も含めてもその考え方はおおむね適用できると考えるが、社会的リスクについては中位目標を定めること、現存するリスクを評価することが必要であろう。

表 安全目標階層構造私案⁽⁴⁾

最上位目標 (原子力安全の目的)	原子力の施設と活動に起因する放射線の有害な影響から人と環境を防護する				
上位目標	放射線の放射や放射性物質の拡散による公衆の健康リスクは、公衆の日常生活において現存する健康リスクの合計を有意に増加させない水準に抑制されるべきである		放射線の放射や放射性物質の拡散により環境を害し、或いは広範囲にわたる社会的混乱をもたらすリスクは、他の原因による事故や自然事象がもたらす同様のリスクの合計を有意に増加させない水準に抑制されるべきである		
中位目標	通常運転時 安全基準	設計基準事象に対する 安全基準	重大事故時の健康リスクに対する確率論的定量目標	重大事故に対する安全基準 (Cs ¹³⁷ 放出量 100 TBq 未満)	重大事故時の社会的リスクに対する確率論的定量目標
下位目標 (Surrogate)			性能目標 (CDF/CFF 目標)		性能目標 (CDF/CFF 目標, Cs ¹³⁷ 放出量 100 TBq 超頻度 < 10 ⁻⁶ /炉年)

4. 参考文献

- (1) 「安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ」, 原子力安全委員会安全目標専門部会, 平成 15 年 12 月
- (2) 「安全目標に関し前回委員会(平成 25 年 4 月 3 日)までに議論された主な事項」, 原子力規制庁, 平成 25 年 4 月 10 日
- (3) D. Okrent, The Safety Goals of the U.S. Nuclear Regulatory Commission, *Science*, 236, 296 (1987).
- (4) 山口 彰、菅原慎悦、佐治悦郎、「安全目標」再考 我が国でのあり方を問う、日本原子力学会誌、Vol.62, No.3 (2020)

リスク部会セッション

外的事象に対する原子力安全の基本的考え方の実効的な取り組み

Effective Initiatives to Upgrade Countermeasures on Basic Concept to Nuclear Safety for External Events

(3) 地震・津波重畳による事故シナリオ

(3) Accident Scenarios associated with Superposition of Seismic and Tsunami Events

* 桐本 順広¹¹ 電力中央研究所 原子力リスク研究センター (NRRC)

1. はじめに

原子力学会標準委員会は、「外的事象に対する原子力安全の基本的考え方」(2021年12月)[1]において、外的事象に対する原子力安全確保のためのフレームワークを示し、国内外の実状と外的事象に対する原子力安全確保向上のための課題や提言を行っている。福島第一原子力発電所事故（以下、1F事故）の教訓から、我が国の原子力発電所では様々な対策が実施されており着実な安全性向上が図られてきている。一方で原子力安全において重要なことは、発電所を運用する事業者自らが規制の枠組みを超えて、持続的にリスクの低減に取り組んでいくことにある。このため低頻度でも発生すると大きな災害をもたらす外的事象によるリスク評価を行うことは重要であり、低頻度事象であるがゆえに深層防護や安全裕度の確保等に加えて確率論的リスク評価(PRA: Probabilistic Risk Assessment)も活用した総合的なリスク評価によって、現実的かつ有効な対応を進めていくことが重要である。本稿では、我が国の特徴的な外的事象である地震津波重畳に関する事故シナリオの検討等の取り組みについて説明する。

2. 低頻度事象に対するリスク評価

2-1. 総合的なリスク評価による意思決定

原子力発電所の安全性の確保は、対策を施しそれを維持する仕組みを一度作っただけでは達成されない。原子力災害のリスクをゼロにはできないことを踏まえれば、合理的に達成可能な最小のリスクを目指す努力が不可欠である。この安全性に対する取り組みには終わりはなく、常に最新の情報を反映しながら安全性やそれを脅かすリスク源への対策を問い続ける姿勢（安全文化）に依拠したリスクマネジメント体制を構築することで安全性の向上を継続することが何よりも重要となるものである。このリスクマネジメント体制は、組織の基本的な活動プロセスとして常時整備し、不適合が生じた際の是正措置、監査の指摘事項、業務品質向上のための改善は、定めたリスクのマネジメントプロセスに従うことで対応が可能となる[2]。

1995年の米国規制当局（NRC）による原子力安全に対するリスク情報活用に関する政策声明[3]以来、リスク情報を活用した統合的意思決定（Integrated Risk-Informed Decision Making : IRIDM）においては、確率論的なアプローチと深層防護思想や安全裕度維持の確保などの決定論的なアプローチはリスク評価の活用の際には相互補完をするものとして位置づけられ、より高みを目指すための両輪として活用されるものとされている。

このとき、大型地震や津波等の低頻度でも発生すると大きな災害をもたらす外的事象によるリスク評価を行うことは重要ではあるが、低頻度事象であるがゆえに深層防護や安全裕度の確保等については一定の基準による線引きが必要となってくる。では、これらの安全設計上の基準を超えた領域では何が発生するのか、対策や代替措置として何を考慮すべきなのかについて検討するために、確率論などを活用したPRA等による評価も加えていくことで現実的かつ有効な対応を進めていくことが可能となってくる。

2-2. 地震と津波の重畳事象

1F事故は地震と津波による複合外部事象であり、地震とその後設計を大きく超える津波が襲来したことによる影響が重畳した結果であった。これらの複合事象を評価するための地震・津波重畳リスク評価は低

頻度事象でも影響が大きい、我が国に特徴的な外部事象リスクであるため国際的にも評価手法の先行例がない。このため、1F事故を経験した我が国の責務として地震・津波重畳事象に対する評価を実機適用できる技術をととして確立する必要があると考える。

ここで地震津波重畳事象とは、地震による作用（地震動、地盤傾斜等）及び津波による作用（没水・被水、波力、等）を合わせた重畳作用によって直接的に引き起こされる、あるいは先行した地震作用によって影響を受ける津波作用により引き起こされる事象をいう。この地震津波重畳事象におけるプラントの状態（過渡的な状態変化や人間行動によるものなども含む）や、その推移がどうなっていくのか、どのような起因事象を引き起こすのか（重畳シナリオ）を把握することで、現実的かつ体系的なリスク評価の実施を行っていく必要がある。

3. 地震津波重畳事象の事故シナリオ

3-1. 重畳事象の事故シナリオの検討

地震津波重畳事故シナリオを考える際には、対象とするサイトの地形や震源や発生しうる地震動や津波の状況などの特性が異なっているため、特徴を把握して重畳シナリオの検討に用いる前提条件などを明確に整理することが必要となる。

全く独立に発生した地震と津波が偶然に同時刻にプラントに影響を及ぼす複合外部事象のケースも考えうるが、現実的には同一の震源・波源からの地震波（本震）と津波がプラントに襲来する地震随伴津波を想定する。震源・波源は同じだが伝播速度の違いがあるため地震動後に時間差で津波が襲来し、海岸線沿いの防波堤・防潮堤、海水取水設備に到達する。このとき、津波高さが防潮堤高さを越流した場合が主に重畳シナリオの対象となり、敷地内浸水後に建屋の開口部（水密化されていない搬入口や空調ダクト等）から建屋内に浸水し、内部の設備に損傷を与えることで起因事象が発生する。加えて重畳シナリオでは、建屋の開口部については地震動による損傷での流入経路や流入量の変化、建屋内作業員の避難時に人的過誤により開放される場合などの考慮も必要となる。さらに防潮堤高さより低い場合でも各種海水浸入ハッチの損傷、取水ピットからの浸水などの流路の発生があるのでプラントの特徴をよく把握することが必要となる。

図1に地震津波重畳事象における発生内容の時系列で整理したイメージを示す。

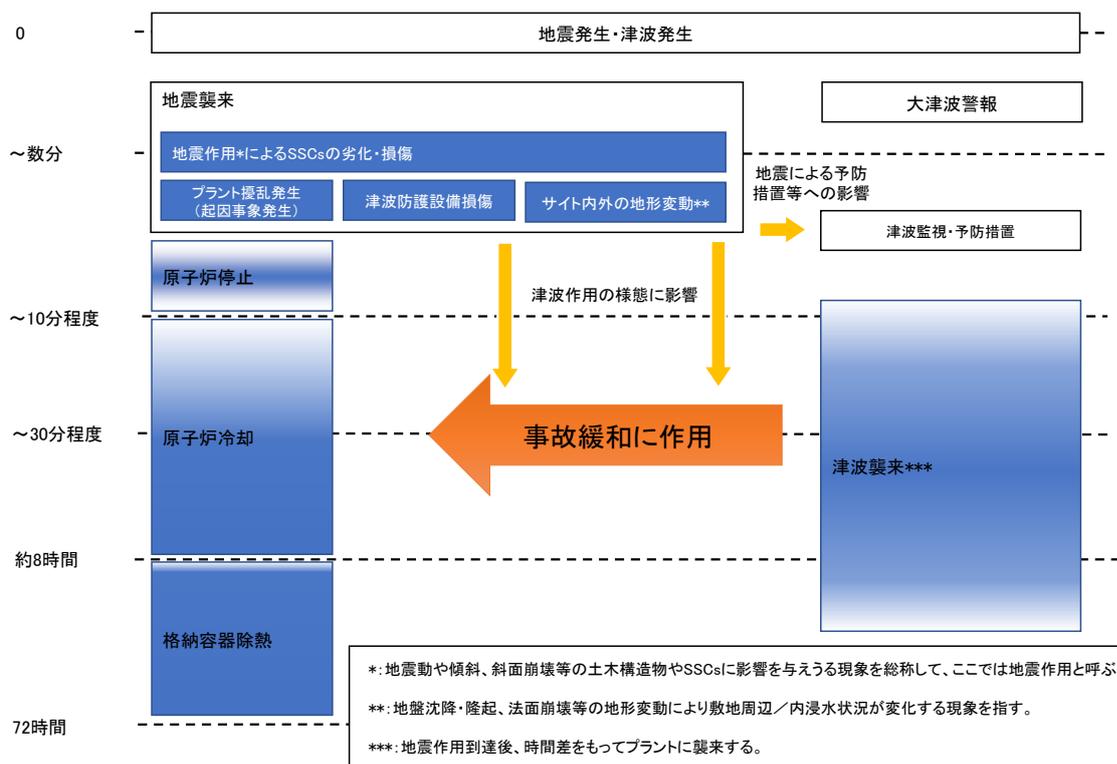


図1 地震・津波重畳事象における時系列の整理

なお、津波襲来後の大型余震のプラントへの影響は、対応するフラジリティ評価の技術などが十分ではないため、一般に地震及び津波はそれぞれ最大級の影響を与える1波を想定することで検討を行っている。

地震津波重畳事象における着眼点としては以下が挙げられる。

- ① プラントに先行して作用するハザードにより、後続のハザードの作用の様態の変化
 - ✓ 重畳作用による津波防護設備の損傷に伴う（単独ハザードと異なる）津波浸水状況
 - ✓ 地盤変動に伴う、（単独ハザードと異なる）津波浸水状況
- ② 重畳作用により、単独ハザードでは生起しないと想定されたシナリオの生起
 - ✓ 重畳作用による（単独ハザードと異なる）SSCsの損傷（2次的影響を含む）
 - ✓ 重畳作用による（単独ハザードと異なる）事故対応状況への影響
 - ✓ 到達時間差による事故対応への影響

② ①及び②の組合せによって発生するシナリオ

一方で重畳シナリオのバリエーション（到達時間区分の追加や人的過誤やフラジリティと起因事象）による組み合わせについても考慮が必要となる。これは相互に排他的になる重畳シナリオ間で発生する事象が同一の事故シーケンス内に混在しないようにするための考慮と、バリエーションによる組み合わせが増えることによる計算量への対応としての考慮が必要である。後者の場合、津波単独のリスク評価ではフラジリティと津波高さの組み合わせは20程度で行っていたものが、到達時間区分や起因事象との組み合わせ、また地震動と津波高さの組み合わせ等も増えるため、簡単に数千のシナリオとなる。これら进行评估のためのリソースの観点から複数のSSCsに影響する、他の事象発生に相関し影響がある等の重要なものに特定していくステップが必要となってくる。

更に事象間の関連性についても影響を受ける設備や対応を抽出し、それらの間での従属性あるいは相互影響を持つなどの相関性を把握して、対象とすべき重畳シナリオの特定をおこなう必要がある。

3-4. 一般的な地震津波重畳シナリオの例

以下に現在検討されている一般的な地震津波重畳シナリオについての例を表1に示す。これらの例は、地震動/津波のハザード評価やフラジリティ評価、確率論的リスク評価などの多分野の専門家による議論により整理したものであるが、これらに加えて評価対象プラントの設計や立地条件から想定される固有の重畳シナリオの検討がさらに必要である。

表1 一般的な地震津波重畳シナリオの例

	重畳事象
1	地震作用による敷地周辺土木建造物の損傷（脆化）に伴う、津波の敷地到達経路の変動
2	敷地全面に渡る地盤変動（隆起／沈降）による敷地高さの変動に伴う津波影響の変動
3	地震動による岩盤斜面の崩落による津波防護施設の物理的損傷／機能喪失
4	地震作用（あるいは重畳作用）による敷地浸水防止あるいは排水のための津波防護設備の損傷による敷地浸水状況の変動
5	敷地内の地形変動（崩落岩塊等）による敷地内地形の変動に伴う津波伝播経路の変動
6	重畳作用による屋外SSCsの損傷
7	地震作用による取水槽等におけるスロッシングによるインベントリ減少による津波水位低下時の取水障害
8	地震作用（あるいは重畳作用）により損傷した屋外SSCsの漂流物化
9	地震作用（あるいは重畳作用）による津波浸水防護設備の損傷による建屋内への浸水、建屋間での津波の伝播
10	地震作用（あるいは重畳作用）による建屋内の溢水伝播防止設備等の損傷に伴う建屋内の津波伝播経

	路の変動
11	重畳作用による屋内 SSCs の損傷
12	地震作用（あるいは重畳作用）による貯槽・配管や格納容器等の損傷による系統内・格納容器内への津波の浸水、あるいは、機器の損傷により、浸水バイパスが生じることによる新たな浸水経路の生成
13	地震作用（あるいは重畳作用）による建屋構造躯体の損傷による津波の浸水
14	地震作用による津波防護対応・対策への影響
15	地震後の避難や地震・津波重畳発生後の避難対応・経路の変更
16	地震作用（あるいは重畳作用）による水位低下時の取水性確保のための設備の損傷
17	重畳ハザードの襲来により新たに生じたあるいは単独ハザード時より複雑化した作業現場・アクセスルート等の復旧作業
18	重畳ハザードの襲来による単独ハザード時と異なる事故緩和設備の操作
19	地震により発生した事故への対応中の津波襲来による事故対応の中断、稼働中緩和設備の損傷（地震・津波到達時間差）
20	地震影響への対応と津波影響の対応が重畳する際のリソース（設備、要員、時間余裕）不足

4. まとめ

原子力発電所の安全性の確保や弛まない安全性向上のために重要である IRIDM の活用について述べ、低頻度事象である外的事象、とりわけその中でも 1F 事故により顕在化した我が国の特徴である地震津波の重畳事象のリスク評価においては、深層防護や安全裕度の確保等に加えてリスク情報も活用した総合的な取り組みが重要であることを述べた。

また、地震津波重畳事象においては何がプラントに起こるのかという事故のシナリオについて実機の固有情報を用いた現実的な内容で明らかにする事が重要であり、このための重畳シナリオの検討の際の留意点や、一般的な地震津波重畳シナリオの検討についての例を示した。

これらの検討が進むことで我が国の地震津波重畳に関する知見が広く各国での外部溢水事象の検討などにも活用され、原子力発電所の安全性と信頼性の向上に資することを期待する。

参考文献

- [1] 日本原子力学会 標準委員会 外的事象安全分科会, “外的事象に対する原子力安全の基本的考え方:2021 (AESJ-SC-TR018 : 2021)” 日本原子力学会 技術レポート, 2021.12
- [2] 日本原子力学会 標準委員会 統合的安全性向上分科会、PRA 品質確保分科会, 「原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準 : 2019(AESJ-SC-S012 : 2019)」, 2020.1
- [3] USNRC, “Use of Probabilistic Risk Assessment Methods in Nuclear Regulatory Activities; Final Policy Statement”, 60 FR 42622, 1995.8

*Yukihiro Kirimoto¹

¹Nuclear Risk Research Center (NRRRC), Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)

リスク部会セッション

外的事象に対する原子力安全の基本的考え方の実効的な取り組み

Effective Initiatives to Upgrade Countermeasures on Basic Concept to Nuclear Safety for External Events

(4) 地震起因の内部溢水による事故シナリオ

(4) Accident Scenarios associated with Internal Flooding caused by Seismic Event

*白井 孝治¹, 内田 剛志¹¹電力中央研究所 原子力リスク研究センター

1. はじめに

2011年東北地方太平洋沖地震で発生した東京電力・福島第一原子力発電所の炉心損傷事故は、我が国のみならず、世界的にも衝撃を与え、原子力発電所を保有する規制当局や国際機関¹⁾は、地震によって引き起こされる二次的な災害（または複合災害）を重視し、多くの国が原子力発電所の包括的な安全評価を見直している状況にある。たとえば、米国原子力規制委員会（NRC）の短期タスクフォース（NTTF）による勧告²⁾では、原子力発電所における潜在的な地震誘因火災や溢水の発生防止及び影響緩和機能を強化するための評価の実施に言及し、NRCはNTTF勧告に対応するためのアプローチの特定を試みた。このNRCの試みと並行して、米国EPRIは、NTTF勧告に対処するための地震リスク評価に関する3種類のガイド（地震PRAガイド³⁾、地震ウオークダウンガイド⁴⁾、地震誘因火災・溢水PRAガイド⁵⁾）を策定した。また、ASME PRA標準⁶⁾のコードケースでは、地震の二次災害の評価も新たに規定し、地震誘因火災・溢水PRAの評価手順を示している。さらに、外部ハザードの評価に関するWENRA安全基準レベルの要件TU3.1⁷⁾においても、PRAにおける地震誘因火災・溢水事象を含むハザードの考慮を規定している。以上のように、世界的にも地震によって誘発される内部火災と内部溢水（地震誘因火災・溢水）の地震リスクへの影響評価は、近年大きな注目を集めている状況にあるが、実務レベルの地震誘因火災・溢水PRAの事例は非常に乏しい状況にある。

本報では、地震誘因溢水事象に着目し、構築すべき当該PRAの実施フローや関連する研究事例（欧州でのや評価事例や我が国における地震データベース）を紹介するとともに、我が国に適用する際に考慮すべき課題について俯瞰する。

2. 地震誘因溢水PRAの概要

地震誘因溢水PRAは、地震PRAを出発点とし、地震による溢水事象の発生を考慮する。最新の地震誘因溢水リスクPRAの実施ガイドに関しては米国EPRIの手法⁵⁾があり、欧米で適用されつつある。そこで採用された地震誘因溢水PRAの実施手順は、おおよそ図1に示すフローとなる。

手順1では、プラントの区画や機器・配管配置情報、止水記録、潜在的な溢水源、保守条件や扉開閉状態、ダクトやトレイなどの貫通部等のプラント情報を収集・整理する。特に、地震相互作用の影響を受ける潜在的な機器（例えば、未拘束又は支持の弱い配管やタンクなど）に着目した包括的なプラントウオークダウンの実施は重要であり、地震誘因溢水事象における潜在的な発生源の特定に有効となる。

手順2では、地震時の溢水源（地震による損傷に伴う溢水の可能性のある機器）と溢水発生のメカニズムを検討する。例えば、非常用系統の

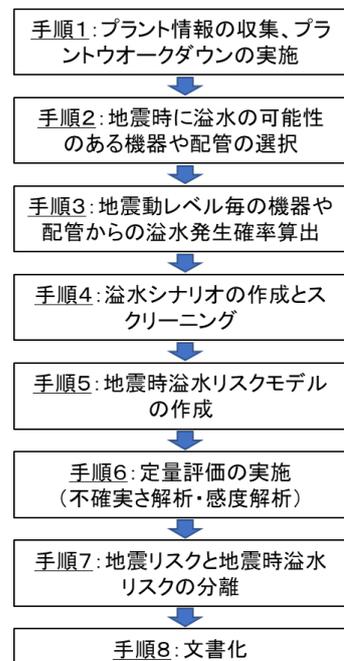


図1 地震誘因溢水PRAの手順例

*Koji Shirai and Tsuyoshi Uchida

¹Central Research Institute of Electric Power Industry, Nuclear Risk Research Center (NRRC)

配管及び支持構造物自体は堅固であっても、近傍に仮設された重量物（例：仮設梯子）が地震動で倒壊し、非常用系統に衝突することにより配管が破断する可能性がある。このようなシナリオを分析するうえで、手順1のプラントウォークダウンの結果を踏まえた検討が重要である。地震時の溢水源の同定事例については、スイス KKL が EPRI 手法に基づき実施した例⁸⁾があり、3.1 節で紹介する。

手順3では、地震動レベル毎の機器や配管の破損による溢水発生確率を算出する。地震時の溢水発生頻度は、年超過確率単位で表される地震ハザードと、地震発生を条件とする条件付溢水発生確率（配管の破損確率）の積で表すことができる。地震ハザードは、地震動加速度の関数で表されることから、条件付溢水発生確率も地震動加速度の関数で表す方法が必要となる。この場合、地震動により引き起こされる配管損傷における限界耐力の算定が必要となるが、耐震 S クラス以外の配管については限界耐力が不明なことが多く、これら配管の損傷確率の算定が重要である。現時点では、各種フィールドデータが乏しく、ウォークダウンに基づく専門家判断に依存することになるが、最近では原子力発電所機器の地震経験データベースの整備が進められており、3.2 節で紹介する。

手順4では、地震動レベル毎の溢水シナリオを同定し、リスク上重要なシナリオの詳細評価を行う。すなわち、地震動レベル毎に溢水発生および建屋損傷を考慮した溢水進展の解析を行い、それぞれの状況において機能喪失する機器を同定する。

手順5では、地震動の影響と溢水の影響で引き起こされる起因事象を同定し、起因事象イベントツリーを構築する。ここで、地震により発生しうる炉心損傷直結事象（原子炉建屋破損、格納容器破損および原子炉容器破損等）は、起因事象の影響緩和機能を要求せず、地震誘因溢水 PRA の対象ではない（地震 PRA の対象）。地震により発生するが、影響緩和機能が溢水の影響を受ける可能性のある起因事象（大・中・小 LOCA、主蒸気管破断、主給水管破断、外部電源喪失、CCWS 機能喪失、PCS 機能喪失、一般過渡事象等）は地震誘因溢水事象 PRA の対象となる。地震により起因事象は発生しないが、地震に誘発される溢水が引起す起因事象や溢水による起因事象が要求する緩和機能が地震影響を受けうる事象も地震誘因溢水 PRA の対象である。また、地震誘因溢水条件下では地震影響の他、複数の溢水源への対応が必要となるなどにより要員のストレスレベルや葛藤が想定される。このため、地震誘因溢水事象では想定されるシナリオにおける人間行動形成因子やタイムウインドゥを的確に推定する人間信頼性解析が必要である。

手順6では、各地震動レベルで、溢水による機器・配管損傷の境界条件、地震時の物理的損傷条件やランダム故障を考慮したシステム信頼性解析を実施するステップである。

手順7では、地震リスクと地震溢水リスクが二重に評価されないように配慮するステップである。

手順8では、評価の妥当性が第三者によって検証可能となるように解析のプロセスを適切に記述するステップである。

3. 地震誘因溢水 PRA に関連する研究事例

3-1. スイスにおける地震誘因溢水 PRA の評価事例⁸⁾

スイスのライプシュタット原子力発電所 (KKL) は、スイス規制当局 (ENSI) の規制要件に基づき、地震誘因火災・溢水 PRA を実施した。当該評価は、地震に対する決定論的手法と内部火災・溢水 PRA 手法を統合させつつ、地震誘因溢水 PRA に関する最新の EPRI 手法⁵⁾を適用した、体系的かつ包括的な手法を適用している。図2に、KKL の地震誘因溢水リスクの検討フローを示す。

ステップ1では、既往の決定論的および確率論的な評価に基づき、26 建屋 (700 区画以上) 及び 62 溢水発生区画に存在する 50 以上の水を内包するシステムから、約 9,100 件の溢水源 (径 25mm 以上の配管、タンク、開放型/閉鎖型消火システム用配管) を抽出した。その後、EPRI 手法に照らしたスク

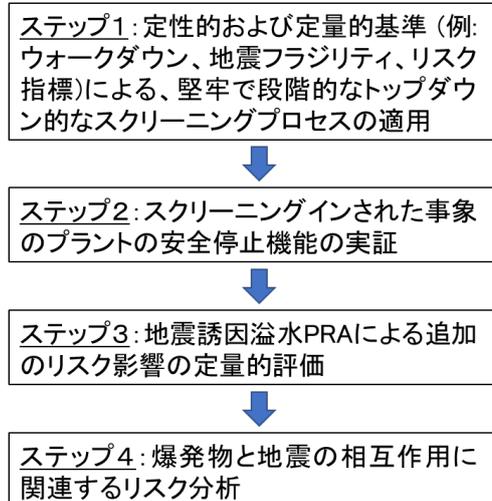


図2 KKL の地震誘因溢水リスク検討フロー

リーニングプロセスを適用し、2つの溢水源（地震によって引き起こされうる消火スプリンクラーの破裂による被水事象）以外がスクリーニングアウトされた。

ステップ2では、ステップ1で抽出された2つの溢水源に対するシナリオについて、スプリンクラー支持部の固定部の耐震計算に基づき、プラントの安全停止機能が影響を受けないことを決定論的に評価し、最終的に全ての溢水源がスクリーニングアウトされた。これにより、地震誘因溢水によるリスク増加の懸念はないと結論づけている。

3-2. 原子力発電所機器の地震経験データベース^{10,11)}

湯山ら¹⁰⁾は、原子炉が緊急停止した地震を対象に、地震を経験した原子力発電所プラントにおける耐震 B/C クラスの機器・配管系を中心として、耐震 S クラス配管系や耐震クラスが設定されていない機器・配管系も含めた機器・配管系の不具合事例を収集した地震経験データベースの構築を進めている。当該データベースには、2003年以降に発生した6地震のべ34プラントの不具合事例約1,600件が収録され、損傷レベル毎に分類されており、原子力発電所機器・配管系の地震被害に関する主な特徴として以下を示している。

- ・耐震 S クラス機器に関しては、機能低下・喪失レベルの損傷事例は発生していない。
- ・耐震 S クラス以外の機器に関しては、機能低下・喪失事例は、静的機能及び動的機能併せて約 270 件であり、設計地震力を超える地震に対して高い耐震信頼性を有する。
- ・機能低下・喪失事例は、多くが屋外設置で非岩着の基礎・建物に設置された機器・配管系であり、岩着された基礎・建物に設置された機器・配管系の損傷はわずかである。

さらに、機器損傷に起因する波及的な不具合事例として溢水・漏水に着目し、図3に示す事案件数例を示している。スロッシングやオーバーフロー等によるプール・サンプ・ピット等からの溢水・漏水事象に加え、地盤の不等沈下による消火系埋設配管の損傷により、屋外消火栓の消火水量不足や原子炉建屋を貫通するダクト部から建屋内への流入による他機器への波及的な影響も生じたことも報告されている。また、他機器への波及的な不具合情報はなかったが、弁からの漏水では電源喪失で弁が開状態となった事例があった。このように、国内原子力発電所において地震誘因溢水リスクに係る事例は発生しており、これらの事例を収集・分析することは、地震誘因溢水 PRA の実施に向けて有益である。



- プール・サンプ・ピット等(3地震4サイト)
- 配管(2地震3サイト)
- タンク(2地震3サイト)
- 弁(2地震3サイト)

図3 機器損傷に起因する波及的な不具合事例（溢水・漏水）

4. 我が国に適用する際に考慮すべき課題

① 国内水平展開に向けた優先順位付け：NRC は、NTTF 勧告 3（地震に起因する火災および溢水の評価）に対し、2015年10月29日付 NRC スタッフ文書 SECY-15-0137 において、既存の NRC 要件に基づく原子力発電所の火災防護プログラムの堅牢性や内部溢水防止・影響軽減対策、ウオークダウンによる地震誘因火災・溢水に対する脆弱性の特定と是正を背景に、地震に起因する火災や溢水のリスクは、原子力発電所の数々の安全保護システムおよび一般的な耐震性を低下させるほどの地震の発生頻度が低いことに基づき、追加の安全性向上を図る理由になるほど大きくない。」との判断を下している。大規模な地震が想定される我が国において、NRC の結論がどの程度符合するか見極める必要があり、国内プラントにおいて地震リスクが地震誘因溢水により増加する程度を簡略に評価する方法を先ず開発し、その程度に応じて評価の詳細さや実施の要否を判断すべきである。

② 地震耐力の見直し：溢水源は一般に地震耐力の低い機器（例：耐震 B/C クラス）である。このため、耐震 B/C クラスの機器に期待しない我が国の地震 PRA では、高地震加速度時では地震により多くの機器が損傷するため、溢水による追加リスクは小さく評価されることが予想される。一方、3.2 節で述べたように、耐震 B/C クラスの機器においても、設計地震力を超える地震に対して高い耐震信頼性を有するデータが集ま

りつつあり、耐震Sクラス以下の機器の前提を見直す必要がある。

- ③ **機器の相関性**：溢水事象は局所的な事象であり、地震による機器損傷の相関性を考慮する必要がある。
- ④ **同時多発性の考慮**：EPRI の手法では、地震発生頻度又は地震脆弱性が比較的低いことによる溢水源の局所性・独立性を前提としており、溢水の同時多発性は考慮されていないと推測される。国内プラント立地条件において、この前提の適用性を十分に確認する必要がある。
- ⑤ **溢水伝播ツール**：山田ら¹²⁾は、津波により建屋内に浸水した場合の建屋内の扉の損傷や防護対策水位の超過による伝播流量の急激な変化等を追跡可能な建屋内浸水伝播モデル（図4）を開発している。地震誘因溢水事象においても、地震動レベルに応じた建屋損傷を考慮した建屋内浸水伝播モデルの開発が急務である。
- ⑥ **地震誘因溢水シナリオの拡充**：EPRI の手法では、地震誘因溢水モードが限定的であり、国内プラントにおける評価手法を開発するためには、これらモードの発生可能性や関連する溢水進展シナリオの重要度に応じて手法を拡充すべきである。
- ・燃料プールのスロッシングによる溢水
 - ・火災と溢水同時発生
 - ・高エネルギー配管（例：補助蒸気配管）の破損（HELB）と溢水の同時発生

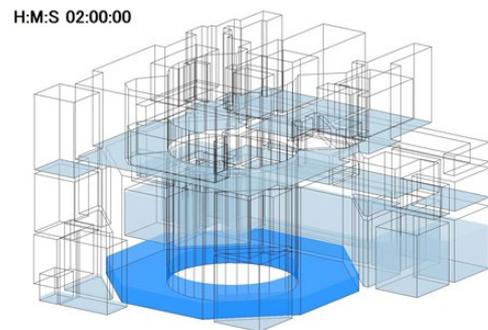


図4 建屋内浸水解析の例¹²⁾

参考文献

- 1) Director General of IAEA, STI/PUB/1710, “The Fukushima Daiichi Accident”, International Atomic Energy Agency, 2015.
- 2) Charles Miller et.al, “Recommendations for Enhancing Reactor Safety in the 21st Century – The Near-Term Task Force Review of Insights from the Fukushima Daiichi Accident”, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2011.
- 3) EPRI 3002000709, “Seismic Probabilistic Risk Assessment Implementation Guide”, Final Report, December 2013.
- 4) EPRI 1025286, “Seismic Walkdown Guidance”, June 2012.
- 5) EPRI 3002012980, “Methodology for Seismically Induced Internal Fire and Flood Probabilistic Risk Assessment”, Electric Power Research Institute, June 2018.
- 6) Case for ASME/ANS RA-Sb-2013, “Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”, The American Society of Mechanical Engineers, 2017.
- 7) WENRA RHWG, “Guidance Document Issue TU: External Hazards Head Document”, Western European Nuclear Regulators’ Association, January 2020.
- 8) Albena Stoyanova, Seismically Induced Internal Fire and Flood (SIFF) Events Assessment at Leibstadt, Switzerland, AL239, PSAM16, Honolulu, USA, June 2022.
- 9) IAEA-SSG-64, “Protection against Internal Hazards in the Design of Nuclear Power Plants”, International Atomic Energy Agency, 2021.
- 10) 湯山 安由美 他, “原子力発電所における機器の地震経験に関する分析とその特徴”, [No.21-23] 日本機械学会 Dynamics and Design Conference 2021.220, 2021.9.
- 11) R. Morita, et al., “Development and Analysis of Seismic Experience Database of Structures, Systems and Components in Nuclear Power Plants based on Investigation Reports and Maintenance Records”, Nuclear Engineering and Design, Vol. 375 (2021), 111078.
- 12) US NRC, SECY-15-0137, PROPOSED PLANS FOR RESOLVING OPEN FUKUSHIMA TIER 2 AND 3 RECOMMENDATIONS, October 29, 2015.
- 13) 山田他, “津波 PRA に関する技術基盤の構築 その10：建屋内浸水を考慮した脆弱性評価手法の開発”, 1L11,, 日本原子力学会 2020 年秋の大会, 2020.9.

リスク部会セッション

外的事象に対する原子力安全の基本的考え方の実効的な取り組み

Effective Initiatives to Upgrade Countermeasures on Basic Concept to Nuclear Safety for External Events

(5) 原子力土木委員会との連携活動 (リスコミ、原子力地震複合防災)

(5) Cooperative Activities with the Nuclear Civil Engineering Committees

(Risk Communication and Disaster Prevention for Combined Nuclear and Seismic Accidents)

* 蛭沢 勝三¹¹ 土木学会原子力土木委員会

1. まえがき

土木学会原子力土木委員会（以下、原土委員会）と日本原子力学会リスク部会との連携は、リスクコミュニケーション（以下、RC）を対象として進められており、RCに関連して、原子力地震・津波防災に係る情報の共有も行われている。著者は、これら委員会と部会両方に所属しており、橋渡しの役割を担っている。両者の連携に当たっては、RCは両者だけに留まらずいろいろな委員会での重要テーマとして進められているので、連携成果を他委員会等へ反映することもスコープに入れ、連携の好例を目指して活動している。

原土委員会とリスク部会は、RCや原子力地震・津波防災に係る実践研究として、次のように活発な活動を行っている。土木学会全国大会令和3年度研究討論会「原子力安全に係わる分野横断の壁の現状と打開の方向性」（2021年9月）[1]における自然科学と人文社会科学の壁（リスコミの壁）、令和4年度研究討論会「リスク情報を活用した原子力防災への取り組みに向けて」（2022年9月）[2]、原子力学会2021年春の年会リスク部会セッション「自然災害のリスクに着目した原子力防災—学際的活動と人材育成—」（2021年3月）[3]、リスク部会主催「リスクコミュニケーションシンポジウム」（2022年12月）[4]。

一方、原子力学会標準委員会は、「外的事象に対する原子力安全の基本的考え方」（2021年12月）[5]を発刊した。同報告書では、外的事象に対する原子力安全確保のためのフレームワークを示し、国内外の実状をまとめ、外的事象に対する原子力安全確保向上のための課題とそれらの解決の一助となる提言が記載されている。加えて、提言内容を実効的に進める観点として、学会内外学協会との連携の重要性も記述されている。

本シリーズ発表では、標準委員会報告書の学会内外との連携の意義を是とし、報告書内の提言内容を実効的に推進するために、次の項目を議論する。リスク部会での実施項目（安全目標・不確かさ・原子力地震・津波防災）、M9級地震に係る喫緊の項目（地震・津波重畳・地震起因の内部溢水）、原土委員会との連携項目（RC・原子力地震複合防災）。議論の観点は提言内容を一歩でも二歩でも進めるための実効的な取り組みの考え方について具体的案を示すと共に、他の提言項目への拡張の考え方でも示す。

本報では、シリーズ発表の1つとして、原土委員会とリスク部会との連携項目のRCと原子力地震複合防災について、実効的な取り組みの考え方と実践例について言及する。

2. 標準委員会報告書におけるリスクコミュニケーションと原子力地震複合防災に関する提言内容 [5]

2.1 広範で活発なコミュニケーション [5]

“外部ハザードは、関連する専門分野が広いこと、発電所内の対処に留まらず周辺の広範囲にわたり被害が及ぶ場合もあることから、各組織から情報・意見を発信することに加えて、社会から広く意見を聴くことを忘れないようにするべきである。関係組織内/組織間におけるコミュニケーションの重要さはリスクマネジメント及びIRIDMで明記されているところであり、さらに社会とのコミュニケーションを通じて結論を出していくことも、非常に重要なことである。学協会は積極的に場及び機会の提供などに取り組む必要がある。原子力学会には、原子力安全のための複数の技術部会があり、意見・情報交換の場に相応しい。また、その場に規制機関も参画し、規制基準の根拠及び背景などの提供を行い、原子力安全の向上のために関係者が総力を結集できる仕組みが必要である。”

*Katsumi Ebisawa¹¹ Nuclear Civil Engineering Committee, Japan Society of Civil Engineers

2.2 広範囲に被害が及ぶ外部ハザードによる緊急時連携のアプローチ（原子力災害との複合災害）[5]

“外部ハザードは、発電所敷地だけに影響を及ぼすばかりではない。規模の大きいものになると施設敷地周辺の広域において被害が及ぶ場合もある。原子力災害との複合災害になる場合には、発電所による緊急時のアプローチと周辺地域の被害状況の両方において、正確な事故情報の発信、周辺の被害状況の迅速な提供といった連携行動ができることが必要となる。原子力発電所の深層防護第5レベルでは、周辺住民が避難することに加え、外部からプラントへの緩和設備及び物資の搬入・人員の増援もあるので、立地自治体を中心とした関係組織による訓練の実施とともに、学協会においては避難等の防護措置の適用にかかる判断基準の検討も重要である。複合災害下における屋内退避や住民避難に係るリスクを地域で共有するリスクコミュニケーションを平時から実践することが肝要である。”

3. リスコミに係る実効的な取り組みの考え方と実践例

3.1 客観リスクと主観リスク間のパーセプションギャップと対応

2.1 の提言では、次を明記している。“社会から広く意見を聴くことを忘れないようにすべき”、“社会とのコミュニケーションを通じて結論を出していくことも、非常に重要”。以下に、社会とのRCにおいて留意すべき必須項目と実践例について述べる。

放送大学教授奈良由美子先生は、リスク部会「リスクコミュニケーションシンポジウム」(2022年12月)において、図1に示すRCにおける客観リスクと主観リスク間のパーセプションギャップ(認知のずれ)の認識の重要性について強調された[4]。前者の定義は物理的なりスク、後者は人によって心理的に認知されたリスクである。前者の持ち主は例えば原子力関係者&リスク/PRA(Probabilistic Risk Assessment)専門家が範疇に入り、後者は一般市民や一部の原子力関係者の決定論専門家に代表されると著者は認識している。また、パーセプションギャップ解消の必須要件は「信頼性の確保」であり、信頼性確保の必須要件は「検証の可能性の担保」であることも強調された。図2に示す米国NRCのRCガイドライン[6]の表紙の模式図を用いて次を補足された。左上楕円は客観リスク(Probability×Consequences)、右上楕円は主観リスク(Hazard + Outrage (感情))であり、両者を踏まえRCが成り立ち、共通の認識を生み出す。“客観リスクを強調しすぎると逃げられるとの意見”の紹介もあった。客観リスクと主観リスクに係る理論・例示について、P. Slovic が二因子モデルとして発表した[7]。我が国での紹介文献を参照されたし[8][9]。

原子力委員会元委員長岡芳明先生は、「リスクコミュニケーションと原子力安全に対する国民の信頼」と題して、原子力委員会メールマガジン(2019年7月)[10]で次のように述べている。“RCの目的は信頼構築であること、安全の説明は心理的には危険の説明になること、「国民が理解する」とは「腑に落ちる」状態になることであり、意見を押し付け、強制してはこの状態にはならない。そのために、国民が知りたいと思って情報を探したら、根拠の情報まで迎える状態になっている必要がある。そのような情報体系を日本ではまず整備すべきである。”この内容は、上記奈良先生の「検証の可能性の担保」に相当すると著者は認識している。次も述べている。“地域とのコミュニケーションの経験のない原子力の専門家に、自分の理解しているリスク・安全性を、国民に発信すればよいと信じている方が多いのではないかと。ボタンを掛け違えているのではないかと。現時点の印象であるが、多くが、所謂広報に留まっているのではないかと。コミュニケーションの実践を担う人材の育成と教育訓練も組織的になされていないのではないかと。コミュニケーションの経験の共有も少ないのではないかと。コミュニケーションはこうあるべきとの演繹型の考察よりも、実際の経験から教訓を得て、それらを共有しつつ、帰納的・実践的に考えるのが良いのではないかと。”

IAEA・JNES主催「国際リスクコミュニケーションワークショップ」(2012年11月、新潟工科大)における東北大学名誉教授北村正晴先生の基調講演での次の思考(北村哲学)が極めて重要と著者は認識している[3]。

- ・「今は同意していないという状態であることに同意する (agree to disagree)」の認識が重要
- ・「不毛の対立を超えて意義のある不一致」の実現が重要

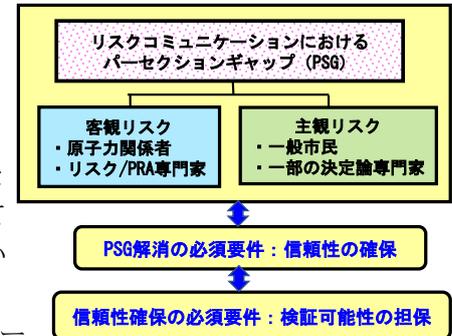


図1 客観リスクと主観リスク間のパーセプションギャップと対応の考え方

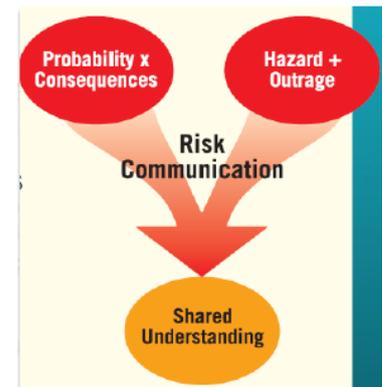


図2 米国NRCリスクコミガイドライン表紙の意味

著者は、資源エネルギー庁地層処分技術 WG が策定した高レベル放射性廃棄物地層処分科学的特性マップの県庁所在地市民への対話型説明会のうち 7 会場(2016 年 9 月～2018 年 5 月)に WG 委員の一人として参加した。参加に当たって、自らへ 4 つの命題を課した。そのうちの 1 つが“説明者が信頼されるにはどうすればよいか”である[11]。30 数年来の地震・津波リスク研究者・実務者として、北村哲学を確信して、市民の方々と丁寧に対話し、信頼構築に係る確かな感触を得る機会を体験した。同体験を通して、RC において“演繹型の考察よりも、実際の経験から教訓を得て、それらを共有しつつ、帰納的・実践的に考えるのが良いのでは”との岡先生の思考が必須要件と認識する。著者は演繹型の客観リスクの思考を持ち続けているものの、主観リスクの現実を十分認識・自覚するに至り、次を認識・確信している。“RC 活動では、主観リスクの方々に、客観リスクの情報の場を公開して、「腑に落ちる」状態になるように心掛け、原子力安全の向上に繋がる RC を帰納的・実践的に進めるべきである”

3.2 デルファイ法の実践

2.1 の提言では、次を明記している。“関係組織内/組織間におけるコミュニケーションの重要さはリスクマネジメント及び IRIDM で明記されているところであり、非常に重要”。以下に、関係組織内/組織間における RC の実践例について述べる。

原土委員会リスコミ小委員会(委員長:奈良由美子教授)は、原土委員会委員 41 名を対象として、RC の目標を導出するために、次のデルファイ法による調査(2020 年 12 月～2021 年 7 月)を行った[1][12]。

- ・デルファイ法: 専門的知識や経験を有する複数人にアンケート調査を行い、調査結果を互いに参照して回答を繰り返し、集団意見を収束させる方法
- ・手順: 3 回の調査。第 1 回: 自由記述式、“原子力発電に関して、社会への情報発信や対話が必要な項目”について、7 項目以内で、選出理由とともに自由記述してもらう。
第 2 回: 優先順位の選択式、第 1 回調査から得られた全項目を提示し、優先度の高い 7 つを選択。
第 3 回: 結果確認のための選択式、第 2 回調査結果から項目別に合計得点を算出して順位順に提示し、第 7 位まで順位付け。

回収件数は、回収基準 50%以上を満たした。社会への情報発信が必要な項目の上位 3 位は次の通り。①地震等の自然ハザード、②原子力発電の必要性、③我が国のエネルギー政策における原子力エネルギーの位置づけ・役割。対話が必要な項目の上位 3 位は次の通り。①原子力安全のうちリスク評価と設計との関係、②原子力のリスクと便益に係る認識、③地震など自然ハザードに関して、もの造りにどのように科学的知見を取り込んでいるのか。

同リスコミ小委員会は、リスク部会委員へ同様のデルファイ法調査を進めている(2022 年 11 月～)。今後、市民の方々へ同様の調査を予定している。関係組織内/組織間・組織外への調査結果を整理して、原子力発電に関するデルファイ法調査結果を公表すると共に、RC 実践の有り方を深めていく計画である。

4. 原子力地震複合防災に係る実効的な取り組みの考え方と実践例

4.1 原子力地震複合防災における RC の役割

2.2 の提言では、次を明記している。“複合災害下における屋内退避や住民避難に係るリスクを地域で共有する RC を平時から実践することが肝要”。これらの提言に対する取り組みの考え方と実践例について述べる。

原土委員会は、研究討論会「原子力安全に係わる分野横断の壁の現状と打開の方向性」(2021 年 9 月)において、次の 4 つの壁の現状と打開策について討論した。(1)自然科学における理学と工学の壁(地震ハザード認識論的不確実性評価 SSHAC の取扱い) (2)工学における土木・建築・機械・電気・安全という関連技術間の壁 (3)プラント生涯における設計とリスク評価の壁 (4)自然科学と人文社会科学の壁(リスクコミュニケーションの観点)。(4)では、3.2 デルファイ法の実践内容が紹介された[1]。討議に参加した京都大学名誉教授 亀田弘行先生は、これら壁の打開策として、“コンフォートゾーン(Comfort Zone) (居心地の良いと感じる心理領域)からの脱却”の視点が極めて重要と指摘・強調された。

京都大学教授 矢守克也先生は、日本地震学会「特別シンポジウム『等身大の地震学』をどう防災に役立てるのか?」(2022 年 12 月 24 日)において、「地震・津波ハザード情報とリスクコミュニケーション」と題して、次の津波避難訓練支援ツール「逃げトレ」とこれを用いた避難実践動画を紹介した[13]。「逃げトレ」は、スマートフォンさえ持っていれば、“いつでもどこでも、だれでも、だれとでも、すぐに津波避難訓練が可能”。

最新の津波浸水想定からあなたは逃げ切れるか？”を明記している。「逃げトレ」の目標は次の2つ。目標1：避難成功か失敗か、まずかったのか、「判定」・「診断」できない、従来の訓練を変えたい。目標2：いつ、どこで、何処を通過して、だれと逃げるか、当事者が決める。全て第三者（行政）が決めていた従来の訓練を変えたい。これまでの訓練・RCの課題として、これら目標1と2の浸透の重要性が強調された。

著者は、矢守先生の実践例がまさしく亀田先生指摘の“コンフォートゾーンからの脱却”の好例と認識している。目標1・2のように動機づけが明快であると、“自然科学・人文社会科学の壁”を乗り越えるエネルギーとなること、これは理学・工学等の自然科学の専門家への強いメッセージであると認識している。

4.2 原子力地震複合防災システムの現状と避難訓練の実践例

2.2の提言では、次を明記している。“原子力災害との複合災害になる場合には、発電所による緊急時のアプローチと周辺地域の被害状況の両方において、正確な事故情報の発信、周辺の被害状況の迅速な提供といった連携行動ができることが必要”、“立地自治体を中心とした関係組織による訓練の実施とともに、学協会においては避難等の防護措置の適用にかかる判断基準の検討も重要”。以下に、これらの提言に対する取り組みの考え方と実践例について述べる。

原土委員会は、2022年5月に規格情報小委員会WGを設置して、“原子力防災の現状分析と土木分野の果たす役割の整理分析”を行うこととし、その一環として、研究討論会「リスク情報を活用した原子力防災への取り組みに向けて」（2022年9月12日）を開催した。討論会では4人の専門家（蛭沢勝三、宗像雅広、臼田裕一郎、山田博幸各氏）からそれぞれの取り組みや実践例も含む最新の現状について紹介があった。柏崎刈羽NPP立地自治体の刈羽村品田宏夫村長が討論に参加した。

著者は、「自然災害に対する原子力防災に関するこれまでの取り組み」として、旧（独）原子力安全基盤機構(JNES)が福島第一NPP事故(2011年3月)前の2007年に開始したIAEA/津波特別拠出金事業TiPEEZ (Protection of NPPs against Tsunamis and Post Earthquake considerations in the External Zone/周辺地域含めた原子力発電所の津波・地震に対する防災システム)の概要と、インド/クダンクラムNPPへの活用(2010年2月)について紹介した。また、鹿児島県が2022年4月に公表の原子力災害時住民避難支援・円滑化システムの概要も紹介した[2]。宗像氏（日本原子力研究開発機構）は、「原子力防災への実践的取り組み」として、原子力施設等における緊急事態に即時に対応できる体制や実践例を紹介した[14]。臼田氏（防災科学技術研究所）は、「自然災害に対する防災への取り組み～SIP4Dによる組織横断型災害対応～」として、SIP4Dの概要と内閣府との実践訓練の最新状況の紹介を行った[15]。対話型災害情報流通基盤防災チャットボット「SOCDA」による詳細な被害状況把握の紹介もあった。山田氏（新潟工科大学/電中研）は、「TiPEEZを用いた原子力防災の取り組み-実践例と最新動向-」として、次の内容を紹介した[16]。TiPEEZの各種機能と柏崎市・刈羽村職員・新潟工科大学生・地域住民参加によるTiPEEZを用いた原子力地震・津波防災シミュレーションの実践例。参加住民の電話による声“TiPEEZシステムの御紹介があり、こんなに役に立つものがあるのかと非常に感激しました”。同大学佐藤栄一教授の次の活動も紹介された[16]。“佐藤先生は、(公財)柏崎原子力広報センター・アドバイザーとして、柏崎・刈羽地域住民に対する出前講座や、県市村等の行政職員・消防団員に対する防災研修等を実践している。これらを通して、原子力立地地元大学の地域防災への継続的な取り組みの重要性を認識している。”

品田村長は、原子力避難について、次を明言された。“村民には避難用のガソリンの準備と村内防災無線に注意してくれ、他は村が責任をもって対応すると常に言っている”。次の心構えの発言もあった。“避難判断において、揺れの大きさの判断を間違わないようにするため、村庁舎新築に当たって免震構造とせず、耐震構造として、自分で直接体感できるようにした”。

主な討論内容は次の通り。国・県の原子力防災訓練において、市民目線の観点が必ずしも十分でない。原子力防災における内的事象と地震・津波等外的事象の取り扱いの違いの明確化、原子力地震・津波防災と一般防災との類似点と違いについて。一般防災側として、原子力地震・津波防災との連携を進める上で、原子力特有の放射性物質下での避難等について、協働作業が必要。

著者は討論を通し次の認識を持った。原子力地震複合防災に係るシステムの機能は着実にアップデートされており、原子力地震防災避難に係る道具立ては整っている。原子力立地自治体首長や地元大学の心構え、地域住民の意識が明確である。今後原子力地震複合防災の協働において、“総論賛成各論反対でもなく滞っている状態”が想定されるが、打破策として前述の“コンフォートゾーンからの脱却”思考が必須要件である。

5. まとめと今後の方向性

「外的事象に対する原子力安全の基本的考え方」報告書には、各種提言と学会内関連委員会や学会外関連学協会との連携の重要性が記述されている。本シリーズ発表では、提言内容を一步でも二歩でも進めるために、対象提言について、実効的な内容を明記すると共に、関連学協会との連携の例を示した。

本報では、原土委員会とリスク部会との連携項目の RC と原子力地震複合防災について、実効的な取り組みの考え方と実践例について言及した。また、同取り組みで取り上げた関連学協会・機関は次の通りであり、これらとの連携の1例を示した。学協会（原子力学会標準委員会・リスク部会/土木学会原子力土木委員会/日本地震学会）、大学（放送大学/東北大学/京都大学/新潟工科大学）、研究機関（日本原子力研究開発機構/防災科学技術研究所/電力中央研究所）、行政機関（原子力委員会/柏崎市・刈羽村/鹿児島県）。

これら組織の関連の方々は少なくとも同じベクトルを有する同志であり、これら同志との連携・協働の延長線上に、他の多くの関連機関の方々と連携するための“道標”があると認識・確信する。しかしながら、この“道標”に従って活動を進めるうちに、それらの方々との連携の道筋において、“総論賛成各論反対でもなく滞っている状態”に直面することが想定される。このような状態からの打破策として、亀田先生指摘の“コンフォートゾーンからの脱却”の思考が有効と確信する。

これらを踏まえて、原土委員会規格情報小委員会では、“原子力防災の現状分析と土木分野の果たす役割の整理分析”の活動を進めると共に、同活動を通し関連機関の方々との連携・協働の実践を行う計画である。

参考文献

- [1] 堀口逸子・高田毅士：原子力安全に係わる分野横断の壁の現状と打開の方向性(4)自然科学と人文社会科学の壁-リスクコミュニケーションの観点-、令和3年度土木学会全国大会研究討論会、2021年9月6日。
- [2] 蛭沢勝三：リスク情報を活用した原子力防災への取り組みに向け、自然災害に対する原子力防災に関するこれまでの取り組み、令和4年度土木学会全国大会の研究討論会、2022年9月12日。
- [3] 蛭沢勝三：自然災害のリスクに着目した原子力防災、-学際的活動と人材育成-、日本原子力学会2021年春の年会リスク部会セッション、2021年3月19日。
- [4] 奈良由美子：市民とのリスクコミュニケーション-リスク情報と意見の共有・共考をめざして-、リスク情報活用に関するリスクコミュニケーション、日本原子力学会リスク部会シンポジウム、2022年12月16日。
- [5] 日本原子力学会：外的事象に対する原子力安全の基本的考え方、標準委員会技術レポート、AESJ-SC-TR018:2021、2021年12月。
- [6] U.S.NRC.: Effective Risk Communication-The Nuclear Regulatory Commission's Guidelines for External Risk Communication-, NUREG/BR-0308, January 2004.
- [7] P. Slovic: Perception of risk, Science, 236, pp.280-285, 1987.
- [8] 岡本浩一：リスク心理学入門、サイエンス社、1992年11月25日。
- [9] 中谷内一也：リスク心理学、ちくまプリマー新書、2021年7月10日。
- [10] 岡芳明：リスクコミュニケーションと原子力安全に対する国民の信頼、原子力委員会メールマガジン第273号、2019年7月26日。
- [11] 蛭沢勝三：高レベル放射性廃棄物地層処分科学的特性マップの対話型説明会に基づく知見の整理と活用の考え方(1)概要、原子力学会2020年春の大会、2021年。
- [12] 桑垣玲子・堀口逸子・奈良由美子：原子力安全設計における専門家・技術者とリスクコミュニケーション-原子力土木委員会を対象としたデルファイ調査-、日本リスク学会年次大会、2022年11月13日。
- [13] 矢守克也：地震・津波ハザード情報とリスクコミュニケーション、特別シンポジウム「等身大の地震学」をどう防災に役立てるのか?—確率論的地震ハザード評価とシナリオ型地震被害想定とその利活用—、日本地震学会、2022年12月24日。
- [14] 宗像雅弘：リスク情報を活用した原子力防災への取り組みに向けて、原子力防災への実践的取り組み、令和4年度土木学会全国大会の研究討論会、2022年9月12日。
- [15] 臼田裕一郎：リスク情報を活用した原子力防災への取り組みに向けて、自然災害に対する防災への取り組み-SIP4Dによる組織的横断型災害対応-、令和4年度土木学会全国大会の研究討論会、2022年9月12日。
- [16] 山田博幸：リスク情報を活用した原子力防災への取り組みに向けて、TiPEEZを用いた原子力防災の取り組み—実践例と最新動向-、令和4年度土木学会全国大会の研究討論会、2022年9月12日。

(Tue. Mar 14, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room C)

[2C_PL06] Discussion

Tatsuya Itoi¹, Yoshiyuki Narumiya², Akira Yamaguchi³, Yukihiro Kirimoto⁴, Koji Shirai⁴, Katsumi Ebisawa⁵
(1. UTokyo, 2. JANSI, 3. NSRA, 4. CRIEPI, 5. JSCE)

リスク部会は、安全目標、南海トラフ等M9級の地震・津波による原子力防災、土木学会原子力土木委員会との連携によるリスクコミュニケーション・原子力地震複合防災等広範な活動を進めている。標準委員会報告書「外的事象に対する原子力安全の基本的考え方：2021」における各種提言内容を実効的に推進するためのひな型構築を目的として、次の項目について議論を行う。リスク部会での先行的実施項目（安全目標・不確かさ・原子力地震防災）、M9級地震・津波に係る喫緊の項目（地震・津波重畳・地震起因の内部溢水）、原子力土木委員会との連携項目（リスコミ・原子力地震複合防災）。

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

[2D_PL] Global Nuclear Power Trends in the Energy Crisis

Chair:Kenichi Ishikawa(UTokyo)

Tue. Mar 14, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room D (12 Bildg.2F 1222)

[2D_PL01] Global Nuclear Power Trends in the Energy Crisis

*Yuji Kuroda¹ (1. JEPIC)

海外情報連絡会セッション

エネルギー危機による世界の原子力情勢の変化

Global Nuclear Power Trends in the Energy Crisis

*黒田 雄二¹¹ (一社) 海外電力調査会

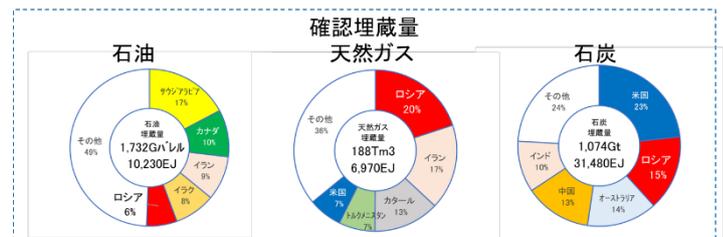
1. はじめに

- 2022年2月に始まるロシアによるウクライナへの侵攻(以下、ウクライナ侵攻)は世界に大きな影響。
- ロシアは世界有数の資源国であるため、西側諸国は、ロシアからのエネルギー依存からの脱却に懸命。
- また、ロシアは原子力分野においても世界一の強国。このため、ロシアに依存する西側諸国は、そこからの脱却にも着手。
- 一方、ウクライナ侵攻は世界的にエネルギー安全保障の重要性を喚起し、原子力は気候変動に対する役割に加え、同観点からの期待が上昇。
- 本講演では、ウクライナ侵攻によるエネルギー危機の状況、および世界のエネルギーや原子力情勢の変化について説明。

2. ロシアによるエネルギー危機

2-1. エネルギー強国 ロシア

- ロシアは世界有数のエネルギー資源国。化石燃料(石油、天然ガス、石炭)を豊富に保有し、生産量も多い。
- 世界、特に欧州は、ロシア資源に依存している状況。



2-2. 原子力強国 ロシア

- ロシアは世界一の原子力強国でもある。
- ロシア型原子炉や原子燃料の輸出において大きな競争力。
- 先進的原子炉等の開発においても世界の先頭を走る。
- 海外進出も積極的。

2-3. ウクライナ侵攻による世界への影響

- 西側の経済制裁により、ロシアとの交易、特にエネルギー貿易に大きな影響。
- 欧州へのガス供給の制限などにより、世界の化石燃料価格、卸電力価格が急上昇。
- 各国はエネルギー安全保障の重要性を再認識し、ロシア資源への依存からの脱却、ロシアの影響の緩和策/代替策の実施へ。

ロシア型原子炉の海外輸出状況
(2022年1月現在)

地域	国名	発電所基数			
		運転	建設	計画	計
ロシア		34	3	11	48
CIS	ベラルーシ	1	1	0	2
	ウズベキスタン	0	0	2	2
西欧	フィンランド	2	0	1	3
東欧	ウクライナ	15	2	0	17
	スロバキア	4	2	0	6
	アルメニア	1	0	0	1
	チェコ	6	0	0	6
	ブルガリア	2	0	0	2
アジア	ハンガリー	4	0	2	6
	中国	4	2	4	10
	インド	2	4	0	6
中東	トルコ	0	3	1	4
	イラン	1	1	1	3
アフリカ	エジプト	0	0	4	4
国外合計		42	17	15	74

出所: 原産協会 (2022年)

* Yuji Kuroda¹¹ Japan Electric Power Information Center, Inc.

3. 欧州等の危機への対応

3-1. エネルギー分野

- 欧州 (EU27 各国) はエネルギーの多くをロシアに依存。このため、ここからの脱却が喫緊の課題。2022年5月に「REPowerEU Plan」を策定し、省エネ推進、エネルギー効率の向上、エネルギー調達の多様化、再生可能エネルギー (再エネ) の導入促進。
- ドイツは、ガス調達先の多様化、LNG 輸入ターミナル、浮体式 LNG 貯蔵・ガス化設備の新設。また、再エネ導入加速、クリーン水素の普及、ガス備蓄制度整備、石炭火力の延命、さらに、2022 年末に閉鎖予定だった原子炉 3 基の期限を 2023 年 4 月まで延期。
- 英国は、再エネ加速に加えて、原子力開発を強化。原子力発電比率を 16%から 25%へ。

3-2. 原子力分野

- 米国は、原子燃料供給、特に濃縮でロシアに依存。小型モジュール炉 (SMR) 開発に必要な高い濃縮度のウラン (HALEU) がロシアしか商業的に生産できないという大きな課題を抱える。
- このため、米国内での濃縮技術の開発を急ぐ。
- 欧州は、ロシア型原子炉が多く、原子燃料の依存度も高い。
- このため、EU 各国は当面禁輸措置を取らないままロシアからの依存脱却を図る。

欧州 (EU) 原子力におけるロシア依存 (2021年)

		単位	EU内合計	ロシア依存度 (CIS含)	
原子炉	基		103	18	17%
	万kW		10,490	1,133	11%
燃料	ウラン	t U	11,975	2,358	20%
		(5,273)	(44%)		
	転換	t U	12,137	3,039	25%
	濃縮	tSWU	10,290	3,190	31%

出所：ESA(2022)、原産協会(2022)

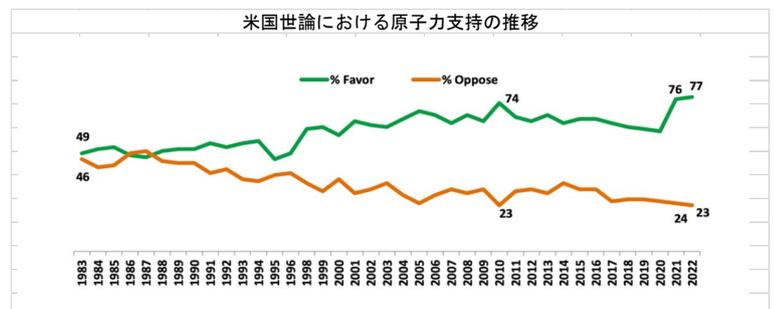
4 今後の展望

4-1. エネルギー情勢

- ロシアによる世界的なエネルギー危機は、S+3E のエネルギー安全保障の重要度を増す。
- 化石燃料からの脱却、再エネの拡大、原子力の活用という展望。
- 国際エネルギー機関 (IEA) は 2022 年の World Energy Outlook(WEO)の 3 つのシナリオにおいて、クリーンエネルギーへの転換の加速を予測。
- エネルギー需要に占める化石燃料の割合は 2020 年代半ばから 2050 年にかけて減少。
- 太陽光発電、風力発電、電気自動車、蓄電池、水電解装置などが普及。
- NZE (2050 年ネットゼロ) シナリオでは、2050 年の原子力発電設備は現在の 2 倍以上に。

4-2. 原子力への回帰

- 世界の主要国は原子力の推進強化。脱原子力国、未導入国は、原子力を再評価する動き。
- IEA は 2022 年の特別報告書で、再エネ主体のエネルギーシステムへ確実に移行するために原子力が重要な役割を果たす、と期待。
- 世界各国の世論調査において、いずれの国も原子力への支持が向上。



Planning Lecture | Technical division and Network | Subcommittee on Particle Accelerator and Beam Science

[2E_PL] Current status of the plan of new research reactor at the Monju site

Chair:Hideaki Mineo(JAEA)

Tue. Mar 14, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room E (12 Bildg.2F 1225)

[2E_PL01] Conceptual design study of new research reactor at the Monju Site

*Kazufumi Tsujimoto¹ (1. JAEA)

[2E_PL02] Broad utilization management for new research reactor

*Masahiro Hino¹ (1. Kyoto Univ.)

[2E_PL03] Construction of cooperation system with the locals for utilization of new research reactor.

*Masayoshi Uno¹ (1. Univ. of Fukui)

加速器・ビーム科学部会セッション

もんじゅサイトに設置する新たな試験研究炉計画の現状
Current status of the plan of new research test reactor at the Monju site

(1) 新試験研究炉の概念検討

(1) Conceptual design study of new research reactor at the Monju Site

*辻本 和文

日本原子力研究開発機構

1. はじめに

平成 28 年 12 月の原子力関係閣僚会議において、「もんじゅ」を廃止措置する旨の政府方針を決定した際、将来的に「もんじゅ」サイトを活用し新たな試験研究炉（以下、「新試験研究炉」とする）を設置することとされた。これを受けて、文部科学省は平成 29 年度から令和元年度において、多様なステークホルダーからなる外部有識者委員会を設置し、新試験研究炉に関する調査を行い、令和 2 年 5 月に炉型候補を複数選定した。具体的には、①中出力炉（熱出力 10MW 未満程度。中性子ビーム利用研究を主目的とし、汎用性が高い）、②低出力炉（熱出力 500kW 程度。原子炉工学実験を主目的とする。）、③臨界実験装置（熱出力数 kW 程度。原子力の基礎的研究と人材育成を主目的とする。）が、既存炉をベースに最新技術を盛り込み建設可能と考えられる炉型として選定された。その後、福井県・敦賀市の意見の聴取、文部科学省科学技術・学術審議会研究計画・評価分科会原子力科学技術委員会原子力研究開発・基盤・人材作業部会での議論を経て、令和 2 年 9 月、西日本における原子力の研究開発・人材育成の中核的拠点としてふさわしい機能を実現するとともに地元振興への貢献の 2 つの観点から、最も適切な炉型として中性子ビーム利用を主目的とする中出力炉（10MW 未満）に絞り込まれた。また、今後の検討の進め方として、「試験研究炉の着実な設計・設置・運転」、「幅広い関係機関が利用出来るような試験研究炉の運営」、「地元関係機関との連携構築」の 3 つの観点において知見・経験・能力を有する少数の研究機関・大学が、適切な役割分担のもと連携した体制を構築し、これを中核的機関として位置付け、概念設計及び運営の在り方検討を実施することが適切とされた。その上で、本試験研究炉を用いて原子力に関する人材育成・研究開発を実施する大学等や、他分野・産業界を含め、本試験研究炉の利用ニーズを有する機関等からなるコンソーシアムを構築し、中核的機関がコンソーシアムにおける意見を集約しながら、概念設計及び運営の在り方検討を実施することとされた。

以上のような観点から新試験研究炉の概念設計及び運営の在り方検討を効果的に実施するため、文部科学省は公募（「もんじゅサイトに設置する新たな試験研究炉の概念設計及び運営の在り方検討」）を行い、日本原子力研究開発機構、京都大学、及び福井大学（以下、原子力機構、京大及び福井大とする）を中核的機関として選定した（令和 2 年 11 月）。その際には三者は

- ・原子力機構：「試験研究炉の設計・設置・運転」
- ・京都大学：「幅広い利用運営」
- ・福井大学：「地元関係機関との連携構築」

を主担当の業務とすることとなった。ここでは、原子力機構が中心として実施してきた炉心概念検討の状況について報告する。

2. 炉心概念検討

2-1. 設計目標の設定

新試験研究炉の概念検討にあたっては、我が国において建設、運転管理についての知見と経験を有する原子力機構の JRR-3 や京都大学の KUR 等の軽水減速冷却プール型原子炉の知見を参考とすることが可能であることから、これらの炉型をベースにこれまでの知見と経験を活かした上で、中性子ビーム利用を主目的とする中出力炉として最大限の性能を得ることを目指すこととした。

基本方針として、①優れた安全性、②安定性（高稼働率）の確保、③経済性に優れた設計及び④利便性と将来性を掲げた。図1に、基本方針と炉心概念検討を実施するにあたり具体的に考慮すべき代表的な項目との関係を示す。中出力炉としての新試験研究炉の炉心構成を具体化するために、達成すべき暫定的な設計目標として反射体中の最大熱中性子束と運転持続日数を以下のように設定した。

- ・最大熱中性子束： 10^{14} n/cm²/s 以上（参考：JRR-3、 $1.0\sim 2.0\times 10^{14}$ n/cm²/s）
- ・運転持続可能日数：400日以上（参考：JRR-3、約370日）

中性子ビーム利用を主目的とする新試験研究炉では、できるだけ高い熱中性子束を達成することが望まれる。また、運転持続可能日数は、試験研究炉の稼働率に直結するため、できるだけ長期間、燃料交換無しに運転を継続することが望まれる。これらの設計目標については、原子力機構で稼働中のJRR-3（熱出力20MW）の性能を参考に設定し、JRR-3の半分の出力10MWでJRR-3と同等程度の熱中性子束を得ることを目指した。なお、ここで設定した運転持続日数は、燃焼解析で実行増倍率が1を下回るまでの日数であり、実際の運転日数とは異なる。

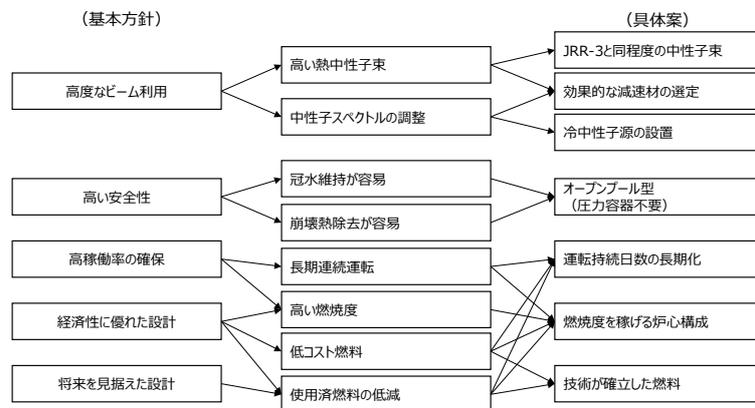


図1 炉心概念検討の基本方針と具体的検討項目との関係

2-2. 炉心構成の検討

炉心検討においては、様々な燃料要素数・配置の炉心形状を想定し、それぞれの中性子束と燃焼特性の解析を行った。炉心形状の設定では、炉心外形は同一にし、炉心を構成する燃料要素数を調整して、燃料要素数の影響のみを考慮できるようにした。なお、燃料要素の冷却材領域は軽水で満たされていることとし、炉心の外側は十分な厚さの重水で囲われていると仮定した。燃料要素には研究炉で一般的なMTR型燃料要素であるJRR-3燃料を用いることとして計算を行った。炉心構成については、図2に示す様な燃料本数・燃料配置組を想定し、それぞれの場合の中性子束と燃焼特性の解析を行った。炉心形状の設定においては、単に燃料本数のみをパラメータとするだけでなく、x16、x17、Ce20のように炉心外形は同一にし、炉心を構成する燃料本数を調整して、燃料本数の影響のみを考慮できるような設定を行った。

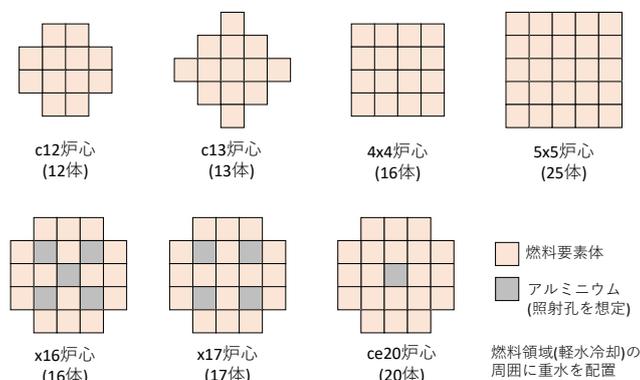


図2 炉心概念検討で解析を行った燃料要素配置

それぞれの炉心構成に対する炉心外側の重水タンク中での熱中性子束および燃焼に伴う実効増倍率の変化をそれぞれ図3、4に示す。解析には、連続エネルギーモンテカルロ計算コード MVP 及び MVP-BURN を使用し、核データには JENDL-4.0 を使用した。燃料要素数が大きくなると炉心が大きくなることから最大熱中性子束は小さくなったが、いずれの炉心形状も、炉心端から約 10cm 程度のところで熱中性子束が最大となり、目標として設定した 10^{14} n/cm²/s 以上であることが分かった。一方、燃焼特性については、燃料要素の数が増え炉心が大きくなると実効増倍率が 1 を下回る期間が延び、運転可能日数が長くなり ²³⁵U の燃焼率も上がり、燃料を効率良く使用できることも分かった。設定した炉心の中では、目標とした 400 日の運転持続可能日数を満たすのは、5×5 炉心（燃料要素 25 体、運転持続可能日数 588 日、燃焼度 61%）と、ce20 炉心（燃料要素 20 体、運転持続可能日数 416 日、燃焼度 55%）であった。

以上の結果から、炉心概念検討では、図2で示す、炉心中央及び炉心の四隅で照射試験を実施可能で、5×5 炉心よりも多様なニーズに対応できる可能性がある ce20 炉心をベースとして検討を進めることとした。

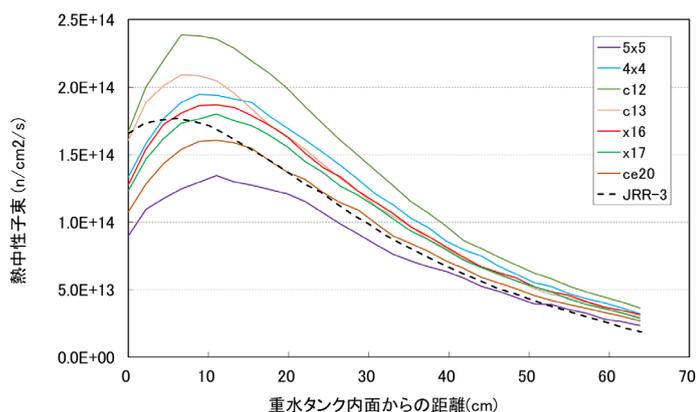


図3 重水タンク内の中性子束の計算結果の比較

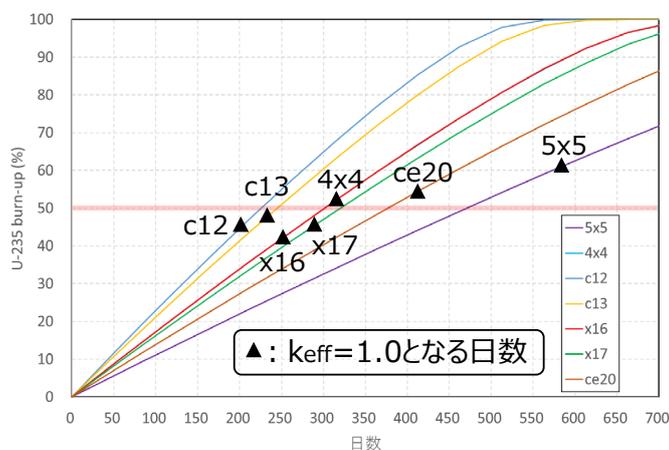


図4(a)燃焼に伴う実効増倍率(keff)の変化

3. 今後の進め方

炉心概念検討においては、達成すべき設計目標として反射体中の最大熱中性子束と運転持続日数を設定し、それぞれの目標を達成可能な炉心構成を得た。これらの結果を基に、燃料要素、制御要素、反射体の具体化を進めて、詳細設計を進めるための基本的な仕様を決定していく。

なお、原子力機構は、令和4年12月23日に、文部科学省より、「もんじゅ」サイトの新試験研究炉計画の詳細設計段階以降における実施主体に選定された。今後も、引き続き京都大学、福井大学の協力を得て、関係機関等から幅広い意見を集約しつつ立地地域等の理解を得ながら着実に計画を進めていく。

*Kazufumi Tsujimoto

Japan Atomic Energy Agency

加速器・ビーム科学部会セッション

「もんじゅ」サイトに設置する新たな試験研究炉計画の現状
Current status of the plan of new research reactor at the Monju site

(2) 新試験研究炉の幅広い利用運営

(2) Broad utilization management for new research reactor

*日野正裕

京都大学

1. 幅広い利用運営に向けて

文科省の受託事業「もんじゅサイトに設置する新たな試験研究炉の概念設計及び運営の在り方検討」において、京都大学の主担当は、「幅広い利用運営」である。ここでは、中性子ビーム利用を主目的として性能を最大限引き出した中出力炉において、持続可能性が期待できる幅広い利用運営のあり方を検討している。中性子ビーム利用を主目的としつつも、多目的利用を旨とする研究炉において、特長を出すことに注意し、汎用性・先端性・多様性とバランス良く実験装置群を検討し、運営体制案（指針）構築につなげることを目指している。

京都大学複合原子力科学研究所（以下 京大複合研）は、萌芽的・基礎的な実験研究に重点を置き、研究用原子炉や加速器等の施設を主とする共同利用・共同研究を推進している。その中でも研究用原子炉（KUR）は最大 5MW の熱出力を持ち、多くの共同利用を通して、西日本での原子力分野の研究開発・人材育成の中心的な役割を有してきたが、2026年5月に運転を終了する。しかし原子力科学の健全な発展のためには多様性が重要であり、大学が担う役割は大きい。また中性子の利用は近年益々増加しており、原子力分野のみならず材料・ライフサイエンス等の幅広い分野で学术界のみならず産業界からも期待されている。京大複合研では新試験研究炉計画において、中長期的な視点で世界に伍する研究教育活動を発展的に展開するためにも、2021年5月に新型研究炉開発・利用センターを立ち上げ、センターと一体になりながら広く関連学協会等コミュニティの意見を伺いながら、持続可能性の高い幅広い利用運営のあり方検討を進めている。

中性子ビーム利用が主目的であっても、研究炉利用において中性子照射は必須である。国際公共財となるべき熱出力 10MW の試験研究炉の特長を活かし、将来においても汎用性・先端性・多様性とバランス良く備えた実験装置群の設置を行うことで、新たな科学的なブレイクスルー、産業利用展開、そして未来の大型炉計画にもつながる萌芽的な研究の実現等、将来に花開いていく視点が重要である。まず汎用性や利用頻度が高い装置について最優先で設置し、新試験研究炉の存在意義をアピールすること重要と考え、新試験研究炉に求められる実験装置群の検討方針として、

- (1) 高い性能を持つ冷中性子源（CNS）
- (2) 学術研究及び産業利用における多様なニーズに応えるビーム実験装置群
- (3) 使い勝手の良い照射設備や照射後試料を扱うためのホットラボ

の3つを軸に、持続可能な運営の在り方を目指して検討を行っている。ここで持続可能な運営の在り方とは様々な観点があるが、ここで最も重要な点として、研究者を中心に広く人が集まる魅力的な施設のあり方を重視した。

(1)の CNS に関しては、世界の潮流を調査し、予備的検討として PHITS(Ver3.23)による簡易モデルを用いた計算機シミュレーションを行い、冷減速材として液体重水素が優れていることを確認した[1]。

(2)のビーム実験装置群に関しては、最低限設置すべき限定整備案として、

①中性子小角散乱装置、②中性子イメージング装置、③中性子回折装置、④中性子反射率測定装置

の4装置を挙げるとともに、これに加えて新試験研究炉の設置目的にかなう充実した装置の整備を目指す標準整備案として11個の実験装置を例示した[2]。

(3)の照射設備およびホットラボに関しては、最低限設置すべき照射実験装置として中性子放射化分析装置を挙げ、それに必要な照射設備として、気送照射設備、水力照射設備、直接移送照射設備の3つの設備を挙げた。また、新試験研究炉の設置目的にかなう充実した装置の整備を目指す標準整備案として、①研究用RI製造装置、②材料照射装置、③陽電子ビーム発生装置、④生物照射装置の4つを例示した[1]。

これらは、関連する複数の学術コミュニティとニーズについて合同研究会を開催して議論することで、大きな方向で十分合致していることを確認している。ただその過程でも①研究用RI製造装置における医薬品に必須なRIの量産について、非常に強いニーズ、特に診断と治療を兼ね備えるセラノスティックスという概念に対応できるRIの重要性が示された[2]。そのためセラノスティックスに対応するRIとして、2021年にRI医薬品として国内承認された ^{177}Lu 等に対して、適切な照射時間で、原子炉の運転に支障が無く取り出せる機能を持つ照射場整備の重要性を強く認識している。ただRI医薬品には、新試験研究炉だけでは成り立たず、RI販売事業者、製薬会社、行政が協力し、役割分担を当初から明確にして取り組む必要がある。さらに安定供給の観点からも新試験研究炉単独では非常に困難であり、複数の研究炉ネットワークが必須であり、その実現性等の具体的検討はこれからである。これらのことを認識しつつ、照射実験装置で使用した放射化試料を取り扱うためのホットラボに関して必要とされる要件を整理するとともに、照射実験装置との関連において必要とされるホットラボの仕様について検討を進めている。なお施設側が検討する装置だけではなく、意欲のある研究者や企業が自らの資金で独自の装置を開発・設置し、それを継続的に利用するためのビームラインや実験スペースを事前に確保しておくことも重要である。そのためCNS等の炉心周辺の利用設備の概要を整理するとともに、出来るだけ広く実験スペースが取れることが非常に重要となる。この点は「試験研究炉の設計・設置・運転」を主担当としている日本原子力研究開発機構と連携を取りながら進めている。

2. 今後の進め方

令和2年度より始まった概念設計事業は本年度に終了し、詳細設計が本格的に始まろうとしている。日本原子力研究開発機構が、新試験研究炉計画の詳細設計段階以降における実施主体に選定されている[3]。京大複合研としても福井大学と共にこの詳細設計に向けて中核的機関の一角として協力し、幅広い利用運営の実現を目指すための活動を継続する予定である。特に新試験研究炉の本格稼働時に、地元の産業利用にも配慮しつつ、最先端の利用にどう繋いでいくのか、中核的機関を中心に、広く関連コミュニティと協力して盛り上げて、持続可能性が期待できる幅広い利用運営のあり方を具体的な形にまとめつつ、より良い利用運営を実現する活動につなげて行く。

参考文献

[1] 第3回コンソーシアム委員会資料:<https://www.jaea.go.jp/news/newsbox/2022/032401/s01.pdf>

[2] 第4回コンソーシアム委員会資料:<https://www.jaea.go.jp/news/newsbox/2022/111501/s01.pdf>

[3] <https://www.jaea.go.jp/news/newsbox/2022/122302/>

*Masahiro Hino

¹Kyoto University

加速器・ビーム科学部会セッション

「もんじゅ」サイトに設置する新たな試験研究炉計画の現状
Current status of the plan of new research reactor at the Monju site

(3) 新試験研究炉利用に向けた地元関係機関との連携構築

(3) Construction of cooperation system with the locals for utilization of new research reactor

*宇埜正美

福井大学

1. 福井大学の現状と今後の計画

文科省の受託事業「もんじゅサイトに設置する新たな試験研究炉の概念設計及び運営の在り方検討」において、福井大学では福井県とも連携して地元企業へのニーズ調査等を通じて試験研究炉の産業利用を促進する伴走型連携の構築と、そのための人材育成を行ってきている。

伴走型連携では、ニーズの調査以外に情報発信の方法や J-PARC における茨城県・茨城大学の連携の調査・検討、さらにはメールインなど中性子利用の代行サービスやトライアルユースを行う際の支援方法の検討も行っている。地元企業へのニーズ調査では、中間素材メーカーの多い福井県では多岐に渡る利用可能性があり、それら企業との対話の結果、大学と連携した新規技術の導入や社外エキスパートによる指導などの技術的支援、ビーム利用申請時期や利用タイムの柔軟性さらにはメールイン等への期待があることがわかった。また同業企業の共同プロジェクトや地元経済界での議論の活発化など企業・地域間の連携を希望していること、トライアルユースのサポートなどの要望も出されている。

また人材育成では、学内の試験研究炉の利用や中性子科学に興味を示している教員と連携して医学利用と材料分析に関して年2回のセミナーを実施してきている。また本年度は福井大学の学部を超えた研究拠点形成のための研究ファームにおいて中性子科学のパイロットファームを立ちあげ、学内における中性子利用の促進に向けたコミュニティーを形成した。今後学内セミナーを継続するとともに、産業利用の促進のしくみについて関連機関等と意見交換し、認識の共有化を図りながら要求事項を整理し、そのイメージ案をまとめる予定である。

福井県が主体となって行っている活動としては、昨年度は福井県内の企業に対してアンケート調査を行ったが、今年度は石川県および富山県の企業に対してアンケート調査を行った。その結果、懸念事項として地元企業からは「技術支援」や「利用費用」があげられていたが、石川県や富山県の企業からは加えて「アクセス」や「原子炉の安全性」の回答があった。また、企業向けに2回の講習会と施設見学バスツアーを行っている。昨年度の施設見学は KUR を、本年度は近大炉を見学した。

福井県の活動に福井大学等の中核機関が協力して行っている活動としては、昨年度は福井大学以外の福井工業大学や福井県立大学でセミナーを行った。今年度はそれらに加え、福井大学の教育学部や医学部の学生に向けたセミナーを実施した。さらに本年度は初めての試みとして、高校生向けの資料を作成し、福井大学におけるオープンキャンパス等で高校生向けセミナーを行った。

2. 今後の進め方

令和2年度より始まった概念設計事業は本年度に終了し、次年度から詳細設計が本格的に始まろうとしている。前報の JAEA、京都大学同様、福井大学もこの詳細設計に向けて、地元との連携構築に向けての活動を継続する予定である。その次年度以降の活動にむけて、本年度中に建設計画に対応させ産業利用を促進する体制と役割分担、必要人材育成等についての具体的プランを関係機関と連携して策定する。また学内で中性子科学の研究および教育を担う部門の設置や人材の配置、学外との協力体制についての検討を加速していく。

*Masayoshi Uno

¹Univ. of Fukui

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

[2F_PL] Application of numerical simulation technology to the development of nuclear fuels -Discussion version-

Chair: Isamu Sato (TCU)

Tue. Mar 14, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room F (12 Bldg.3F 1232)

[2F_PL01] Status of LWR Fuel Model Development of the Open Source Fuel Performance Code FEMAXI-8 【 Review】

*Yutaka Udagawa¹ (1. JAEA)

[2F_PL02] Development of irradiation behavior simulation for fast reactor MOX fuels 【 Review】

*Masato Kato¹ (1. JAEA)

[2F_PL03] Current status and future prospect of molecular simulations for structural materials 【 Review】

*Taira Okita¹ (1. UTokyo)

[2F_PL04] Computational science studies on the physical properties of nuclear fuel materials 【 Review】

*Hiroki Nakamura¹ (1. JAEA)

核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用【討論編】

Application of numerical simulation technology to the development of nuclear fuels

-Discussion version-

佐藤 勇¹、*宇田川 豊²、*加藤 正人²、*沖田 泰良³、*中村 博樹²¹東京都市大学、²日本原子力研究開発機構、³東京大学

1. はじめに

日本原子力学会 2023 年春の年会における企画セッション「核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用－討論編－」は、2022 年春の年会における企画セッション「核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用」から継続するものである。また、これらの企画セッションは、核燃料部会と計算科学技術部会の合同セッションとして開催されている。

当該企画セッションでは、前回企画セッションに関する簡単なレビュー講演を行い、特に「ニーズとシーズの融合」に的を絞って、発表者と会場出席者による総合討論を行う。なお、今回の深堀テーマである「ニーズとシーズの融合」は、講演者及び座長・佐藤の間で事前にメール等の手段を用いて、事前検討が行われており、その際の議論も参照することとする。今回は、講演よりも議論に主眼を置き、総合討論に十分な時間を割り当てる。

2. 核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用【レビュー】

(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【レビュー】

(日本原子力研究開発機構・宇田川 豊)

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、近年の開発状況と課題、今後期待される計算科学的手法の寄与について紹介する。

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。

これらは、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成立している。すなわち、現行の照射挙動解析モデルは、物理定数他の経験パラメータ、またモデル同士の組み合わせが、蓄積された照射試験の知見に照らし合わせて取捨された末の、経験的な要素の集合といえる。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は、引き続きモデル構築の拘束条件として、さらにモデルの不確かさ把握の手段としても、照射試験 DB を最大限活用しつつ、機構論的モデルへの置き換えを段階的に進める必要がある。特に、早期の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く程、挙動評価は蓄積された UO₂/ジルカロイ燃料挙動の知見/モデルに大きく依拠することとなり、この観点でもモデルの信頼性向上は重要な位置づけを占める。

モデル高度化の基礎となる現象解釈に関し、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た MD 研究の例がある。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、照射の影響が存在することの論拠の一つとなっている。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。

(2) 高速炉 MOX 燃料挙動のシミュレーション解析技術開発【レビュー】**(日本原子力研究開発機構・加藤 正人)**

高速炉の実用炉用の燃料として、廃棄物減容・有害度低減を目的としたマイナーアクチニド (MA) 含有 MOX 燃料の開発が進められてきた。MA 含有 MOX 燃料の照射試験は、常陽において 2006 年に高線出力照射試験が実施された。当時は、基礎物性や、照射挙動へ及ぼす Am など MA 含有の影響がわからず、燃料設計において大きな安全裕度を見込んでキャプセル照射が行われた。新しい組成の燃料開発において、照射中の性能や安全性を評価するためには、熱伝導率をはじめとする基礎物性が不可欠であり、照射挙動への影響も評価する必要がある。しかし、MA や Pu を含む酸化物の基礎物性測定は、原料の確保、設備、規制上の問題など解決することが多く、容易ではない。開発当初からおよそ 20 年が経ち、MA 含有 MOX の融点、熱伝導率などの基礎物性や、照射挙動へ及ぼす Am 及び Np の影響が明らかとなってきた。その結果、Am の影響は、当初、推定していたほど小さくなく、融点及び熱伝導率低下は限定的であることが分かった。現在、革新炉の燃料として様々な仕様が提案されている。それらの燃料開発のために、基礎物性及び照射挙動を事前に評価し、安全性を評価する技術が求められている。

MA 含有 MOX 燃料の開発は、基礎物性測定や照射試験によって進められ、組成に対して外挿性のある物性モデルの開発や、照射中の組織変化挙動など、メカニズムに沿ったモデルの開発が進められた[1]。照射初期のペレット径方向の密度変化は、気孔内の蒸発・凝集による気孔移動メカニズムが支配的であることに着目し、Pu 含有率、MA 含有率及び O/M 比に依存する蒸気圧の変化を計算することによって、世界で初めて MA 含有率及び O/M 比の影響を評価するためのモデルを開発した。これらの物性及び照射挙動モデルは、日米協力において、米国で開発を進めてきた 3 次元照射挙動解析コード BISON への組み込みを共同で進め、Am 含有 MOX 燃料について組織変化と温度解析を評価することを可能とした[2]。

燃料開発における課題は多く、2000 K を超える高温の基礎物性や、燃料及び被覆管材料の燃焼効果による特性変化などなど、実験だけで明らかにすることは難しい。例えば、燃料の高温における比熱及び熱伝導率の上昇や、ブレディック転移のメカニズムは、いまだに統一的な答えはない。また、燃料の寿命評価に重要な被覆管のクリープ現象は、熱クリープと照射クリープが複雑に関係する現象であり、この現象についてもメカニズムの理解はできていない。現在、西側諸国で照射試験を行う高速炉が『常陽』に限られている中で照射試験を必要最低限にし、燃料開発を加速するために、シミュレーションへの期待は大きい。メカニズムを理解し、定量的な評価を行うためには第一原理計算や分子動力学計算によるシミュレーションが期待される。また、照射中に起こる複雑な現象をモデル化するためには、これまで得られた多くのデータを基にした機械学習モデルを適用するデータ科学による研究開発も有効と考えられる。

[1] Kato, M. and Machida, M., <https://doi.org/10.1201/9781003298205>

[2] Ozawa, T., et al, J. Nucl. Mater., 553, Sep. 2021, 153038

(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課題【レビュー】(東京大学・沖田 泰良)

原子炉で使用される金属材料の劣化挙動を微視的挙動に基づいて把握するため、分子動力学 (MD) などの分子シミュレーションが用いられてきた。特に従来から用いられてきた古典 MD は、原子間ポテンシャルを簡単な関数で近似する手法であり、第一原理 MD と比較して計算コストが低いことを活かし、照射下における結晶欠陥の形成過程、並びに転位と微細組織の相互作用に伴う硬化のメカニズム解明などの計算が行われてきた。しかしながら、古典 MD で用いる原子間ポテンシャルは、パラメータを経験に基づいて決定するため、考慮した物性値以外を再現できず、第一原理 MD と比較して精度が低いことが課題であった。

近年、これを解決する手法として、機械学習ポテンシャル (MLP) が用いられるようになってきた。MLP は、密度汎関数などの電子構造計算結果を人工ニューラルネットワークなどに学習させることで原子間ポテンシャルを構築する方法であり、第一原理 MD 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することが可能である。また、MLP は添加元素、不純物元素の影響を取り入れることも比較的容易であるため、実用材料へ適用することもできる。

MLP の適用の一例として、on-the-fly kinetic Monte Carlo を用いた拡散過程のモデル化が挙げられる。同法

は、各タイムステップの原子配置に基づいた鞍点探索により、発生しうるイベントとその活性化エネルギーを算出するものである。これにより、原子レベルの精緻性を保ちつつ、MD では到達困難な時間スケールの現象も再現できる。実用材料の MLP を用いた on-the-fly kinetic Monte Carlo により、微細組織発達の時間進展を精緻に模擬することも可能となる。その他、劣化を検出する非破壊検査や合金設計にも適用でき、MLP により第一原理計算に基づいた技術の構築が可能となった。

(4) 計算科学を用いた核燃料物性研究【レビュー】(日本原子力研究開発機構・中村 博樹)

核燃料開発においては、高温状態などの様々な状況での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が、実験によってあらゆる物性値を測定することはコストと安全上の問題から、厳しい制限がついてしまい困難である。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。これまでに行われてきた原子レベルのマイクロシミュレーションを用いた核燃料の熱物性評価は、構造材料の場合と同様に、古典分子動力学と第一原理計算によるものである。古典分子動力学に関しては、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が、すべての物性量を精度よく再現するには至っていない。一方、第一原理計算に関しては、アクチニド原子の局在化した f 軌道電子を強相関電子系として扱わなければならないという問題が存在する。これにより、通常密度汎関数法 (DFT) が適用できず、強相関効果を考慮した DFT+U 法や Hybrid-DFT 法を用いることが必須となっている。加えて、スピン軌道相互作用も考慮する必要があり、通常物質に比べて、DFT の計算負荷がさらに大きくなっているため、第一原理計算のみで高温物性を評価するのは困難である。それでも、フォノンを用いた比熱や熱伝導率は精度よく評価することが可能である。さらに、これらの強相関効果を考慮した手法を使っても、多くの酸化アクチニドの磁気秩序を再現することは成功していないため、磁性の影響する物性値に関しては現状では信頼性が十分高いとは言えない。今後は、より洗練された手法を用いた第一原理計算によって、酸化アクチニドの磁気秩序を含めた物性の再現を目指すと共に、構造材料の場合と同様に機械学習分子動力学を用いた物性評価の発展が期待される。

3. 結言

本予稿は、2022 年春の年会で報告いただいた 4 件の講演内容の概要を紹介している。これを 2023 年春の年会の年会企画セッションで有意義な議論に発展するためのツールとして活用する。そこで、議論で活用していくうえで、利便性の観点から下記の通り、手を加えた。

核燃料部会からの 2 件の報告と計算科学技術部会からの 2 件の報告はいろいろな方法での分類ができるが、前者をニーズ側の見解、後者をシーズ側の見解とすることができると思われる。また、文中のキーワードを拾い集めると、図 1 のような構造になっている。すなわち、図中のニーズにおける「←」の部分として要求事項が示されていて、「モデルの不確かさ把握の手段」等が計算科学に期待が示されている。一方、図中のシーズにおける「→」の部分として可能性が示されており、「on-the-fly kinetic Monte Carlo を用いた拡散過程のモデル化」等が提案されている。これらを組み合わせていくと、期待と手段が適合していく可能性が感じられる。

このほか、講演者間での議論の中から以下のような命題・論点も提示されており、当日は議論の方向を見極めて、適宜、以下のような論点も挟み込んでいきたいと考えている。

- ニーズ・シーズのギャップを埋めていく上で現状は何が欠けているか
- 照射に伴う材料物性の変化
- 核燃料のシミュレーション技術に係る望ましい産官学連携の在り方・役割分担
- ミクロ側での研究テーマ・対象選定のあり方

【ニーズ】

・ 照射挙動の説明性（許認可）

・ 長期の照射に伴う燃料に生じる諸々の変化/現象 ← 照射試験データベース

← ・ モデルの不確かさ把握の手段
 ・ 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

・ 燃料開発の加速（許認可）

・ 廃棄物減容・有害度低減を目的としたマイナーアクチニド（MA）含有MOX燃料の開発

← ・ 組成に対して外挿性のある物性モデルの開発や、照射中の組織変化挙動のモデル開発

【シーズ】

従来型

- ・ 金属材料の劣化挙動を微視的挙動に基づいて把握
- ・ 照射下における結晶欠陥の形成過程、並びに転位と微細組織の相互作用に伴う硬化のメカニズム解明

機械学習ポテンシャルの活用

- ・ on-the-fly kinetic Monte Carloを用いた拡散過程のモデル化（発生しうるイベントとその活性化エネルギーを算出）
- ・ 劣化を検出する非破壊検査技術
- ・ 合金設計 など

➡ 第一原理計算に基づいた技術の構築が可能となった。

・ DFTの計算負荷がさらに大きくなっているため、第一原理計算のみで高温物性を評価するのは困難

- ・ フォノンを用いた比熱や熱伝導率は精度よく評価することが可能
- ・ 磁性の影響する物性値に関しては現状では信頼性が十分高いとは言えない

➡ ・ 構造材料の場合と同様に機械学習分子動力学を用いた物性評価の発展

図1 各講演のキーワードの抽出

核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用【討論編】

Application of numerical simulation technology to the development of nuclear fuels

-Discussion version-

佐藤 勇¹、*宇田川 豊²、*加藤 正人²、*沖田 泰良³、*中村 博樹²¹東京都市大学、²日本原子力研究開発機構、³東京大学

1. はじめに

日本原子力学会 2023 年春の年会における企画セッション「核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用－討論編－」は、2022 年春の年会における企画セッション「核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用」から継続するものである。また、これらの企画セッションは、核燃料部会と計算科学技術部会の合同セッションとして開催されている。

当該企画セッションでは、前回企画セッションに関する簡単なレビュー講演を行い、特に「ニーズとシーズの融合」に的を絞って、発表者と会場出席者による総合討論を行う。なお、今回の深堀テーマである「ニーズとシーズの融合」は、講演者及び座長・佐藤の間で事前にメール等の手段を用いて、事前検討が行われており、その際の議論も参照することとする。今回は、講演よりも議論に主眼を置き、総合討論に十分な時間を割り当てる。

2. 核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用【レビュー】

(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【レビュー】

(日本原子力研究開発機構・宇田川 豊)

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、近年の開発状況と課題、今後期待される計算科学的手法の寄与について紹介する。

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。

これらは、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成立している。すなわち、現行の照射挙動解析モデルは、物理定数他の経験パラメータ、またモデル同士の組み合わせが、蓄積された照射試験の知見に照らし合わせて取捨された末の、経験的な要素の集合といえる。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は、引き続きモデル構築の拘束条件として、さらにモデルの不確かさ把握の手段としても、照射試験 DB を最大限活用しつつ、機構論的モデルへの置き換えを段階的に進める必要がある。特に、早期の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く程、挙動評価は蓄積された UO₂/ジルカロイ燃料挙動の知見/モデルに大きく依拠することとなり、この観点でもモデルの信頼性向上は重要な位置づけを占める。

モデル高度化の基礎となる現象解釈に関し、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た MD 研究の例がある。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、照射の影響が存在することの論拠の一つとなっている。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。

(2) 高速炉 MOX 燃料挙動のシミュレーション解析技術開発【レビュー】**(日本原子力研究開発機構・加藤 正人)**

高速炉の実用炉用の燃料として、廃棄物減容・有害度低減を目的としたマイナーアクチニド (MA) 含有 MOX 燃料の開発が進められてきた。MA 含有 MOX 燃料の照射試験は、常陽において 2006 年に高線出力照射試験が実施された。当時は、基礎物性や、照射挙動へ及ぼす Am など MA 含有の影響がわからず、燃料設計において大きな安全裕度を見込んでキャプセル照射が行われた。新しい組成の燃料開発において、照射中の性能や安全性を評価するためには、熱伝導率をはじめとする基礎物性が不可欠であり、照射挙動への影響も評価する必要がある。しかし、MA や Pu を含む酸化物の基礎物性測定は、原料の確保、設備、規制上の問題など解決することが多く、容易ではない。開発当初からおよそ 20 年が経ち、MA 含有 MOX の融点、熱伝導率などの基礎物性や、照射挙動へ及ぼす Am 及び Np の影響が明らかとなってきた。その結果、Am の影響は、当初、推定していたほど小さくなく、融点及び熱伝導率低下は限定的であることが分かった。現在、革新炉の燃料として様々な仕様が提案されている。それらの燃料開発のために、基礎物性及び照射挙動を事前に評価し、安全性を評価する技術が求められている。

MA 含有 MOX 燃料の開発は、基礎物性測定や照射試験によって進められ、組成に対して外挿性のある物性モデルの開発や、照射中の組織変化挙動など、メカニズムに沿ったモデルの開発が進められた[1]。照射初期のペレット径方向の密度変化は、気孔内の蒸発・凝集による気孔移動メカニズムが支配的であることに着目し、Pu 含有率、MA 含有率及び O/M 比に依存する蒸気圧の変化を計算することによって、世界で初めて MA 含有率及び O/M 比の影響を評価するためのモデルを開発した。これらの物性及び照射挙動モデルは、日米協力において、米国で開発を進めてきた 3 次元照射挙動解析コード BISON への組み込みを共同で進め、Am 含有 MOX 燃料について組織変化と温度解析を評価することを可能とした[2]。

燃料開発における課題は多く、2000 K を超える高温の基礎物性や、燃料及び被覆管材料の燃焼効果による特性変化などなど、実験だけで明らかにすることは難しい。例えば、燃料の高温における比熱及び熱伝導率の上昇や、ブレディック転移のメカニズムは、いまだに統一的な答えはない。また、燃料の寿命評価に重要な被覆管のクリープ現象は、熱クリープと照射クリープが複雑に関係する現象であり、この現象についてもメカニズムの理解はできていない。現在、西側諸国で照射試験を行う高速炉が『常陽』に限られている中で照射試験を必要最低限にし、燃料開発を加速するために、シミュレーションへの期待は大きい。メカニズムを理解し、定量的な評価を行うためには第一原理計算や分子動力学計算によるシミュレーションが期待される。また、照射中に起こる複雑な現象をモデル化するためには、これまで得られた多くのデータを基にした機械学習モデルを適用するデータ科学による研究開発も有効と考えられる。

[1] Kato, M. and Machida, M., <https://doi.org/10.1201/9781003298205>

[2] Ozawa, T., et al, J. Nucl. Mater., 553, Sep. 2021, 153038

(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課題【レビュー】(東京大学・沖田 泰良)

原子炉で使用される金属材料の劣化挙動を微視的挙動に基づいて把握するため、分子動力学 (MD) などの分子シミュレーションが用いられてきた。特に従来から用いられてきた古典 MD は、原子間ポテンシャルを簡単な関数で近似する手法であり、第一原理 MD と比較して計算コストが低いことを活かし、照射下における結晶欠陥の形成過程、並びに転位と微細組織の相互作用に伴う硬化のメカニズム解明などの計算が行われてきた。しかしながら、古典 MD で用いる原子間ポテンシャルは、パラメータを経験に基づいて決定するため、考慮した物性値以外を再現できず、第一原理 MD と比較して精度が低いことが課題であった。

近年、これを解決する手法として、機械学習ポテンシャル (MLP) が用いられるようになってきた。MLP は、密度汎関数などの電子構造計算結果を人工ニューラルネットワークなどに学習させることで原子間ポテンシャルを構築する方法であり、第一原理 MD 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することが可能である。また、MLP は添加元素、不純物元素の影響を取り入れることも比較的容易であるため、実用材料へ適用することもできる。

MLP の適用の一例として、on-the-fly kinetic Monte Carlo を用いた拡散過程のモデル化が挙げられる。同法

は、各タイムステップの原子配置に基づいた鞍点探索により、発生しうるイベントとその活性化エネルギーを算出するものである。これにより、原子レベルの精緻性を保ちつつ、MD では到達困難な時間スケールの現象も再現できる。実用材料の MLP を用いた on-the-fly kinetic Monte Carlo により、微細組織発達の時間進展を精緻に模擬することも可能となる。その他、劣化を検出する非破壊検査や合金設計にも適用でき、MLP により第一原理計算に基づいた技術の構築が可能となった。

(4) 計算科学を用いた核燃料物性研究【レビュー】(日本原子力研究開発機構・中村 博樹)

核燃料開発においては、高温状態などの様々な状況での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が、実験によってあらゆる物性値を測定することはコストと安全上の問題から、厳しい制限がついてしまい困難である。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。これまでに行われてきた原子レベルのマイクロシミュレーションを用いた核燃料の熱物性評価は、構造材料の場合と同様に、古典分子動力学と第一原理計算によるものである。古典分子動力学に関しては、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が、すべての物性量を精度よく再現するには至っていない。一方、第一原理計算に関しては、アクチニド原子の局在化した f 軌道電子を強相関電子系として扱わなければならないという問題が存在する。これにより、通常密度汎関数法 (DFT) が適用できず、強相関効果を考慮した DFT+U 法や Hybrid-DFT 法を用いることが必須となっている。加えて、スピン軌道相互作用も考慮する必要があるため、通常物質に比べて、DFT の計算負荷がさらに大きくなっているため、第一原理計算のみで高温物性を評価するのは困難である。それでも、フォノンを用いた比熱や熱伝導率は精度よく評価することが可能である。さらに、これらの強相関効果を考慮した手法を使っても、多くの酸化アクチニドの磁気秩序を再現することは成功していないため、磁性の影響する物性値に関しては現状では信頼性が十分高いとは言えない。今後は、より洗練された手法を用いた第一原理計算によって、酸化アクチニドの磁気秩序を含めた物性の再現を目指すと共に、構造材料の場合と同様に機械学習分子動力学を用いた物性評価の発展が期待される。

3. 結言

本予稿は、2022 年春の年会で報告いただいた 4 件の講演内容の概要を紹介している。これを 2023 年春の年会の年会企画セッションで有意義な議論に発展するためのツールとして活用する。そこで、議論で活用していくうえで、利便性の観点から下記の通り、手を加えた。

核燃料部会からの 2 件の報告と計算科学技術部会からの 2 件の報告はいろいろな方法での分類ができるが、前者をニーズ側の見解、後者をシーズ側の見解とすることができると思われる。また、文中のキーワードを拾い集めると、図 1 のような構造になっている。すなわち、図中のニーズにおける「←」の部分として要求事項が示されていて、「モデルの不確かさ把握の手段」等が計算科学に期待が示されている。一方、図中のシーズにおける「→」の部分として可能性が示されており、「on-the-fly kinetic Monte Carlo を用いた拡散過程のモデル化」等が提案されている。これらを組み合わせていくと、期待と手段が適合していく可能性が感じられる。

このほか、講演者間での議論の中から以下のような命題・論点も提示されており、当日は議論の方向を見極めて、適宜、以下のような論点も挟み込んでいきたいと考えている。

- ニーズ・シーズのギャップを埋めていく上で現状は何が欠けているか
- 照射に伴う材料物性の変化
- 核燃料のシミュレーション技術に係る望ましい産官学連携の在り方・役割分担
- ミクロ側での研究テーマ・対象選定のあり方

【ニーズ】

・ 照射挙動の説明性 (許認可)

- ・ 長期の照射に伴う燃料に生じる諸々の変化/現象
- ← 照射試験データベース

- ・ モデルの不確かさ把握の手段
- ・ 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

・ 燃料開発の加速 (許認可)

- ・ 廃棄物減容・有害度低減を目的としたマイナーアクチニド (MA) 含有MOX燃料の開発

- ・ 組成に対して外挿性のある物性モデルの開発や、照射中の組織変化挙動のモデル開発

【シーズ】

従来型

- ・ 金属材料の劣化挙動を微視的挙動に基づいて把握
- ・ 照射下における結晶欠陥の形成過程、並びに転位と微細組織の相互作用に伴う硬化のメカニズム解明

機械学習ポテンシャルの活用

- ・ on-the-fly kinetic Monte Carloを用いた拡散過程のモデル化 (発生しうるイベントとその活性化エネルギーを算出)
- ・ 劣化を検出する非破壊検査技術
- ・ 合金設計 など

→ 第一原理計算に基づいた技術の構築が可能となった。

- ・ DFTの計算負荷がさらに大きくなっているため、第一原理計算のみで高温物性を評価するのは困難
 - ・ フォノンを用いた比熱や熱伝導率は精度よく評価することが可能
 - ・ 磁性の影響する物性値に関しては現状では信頼性が十分高いとは言えない

- ・ 構造材料の場合と同様に機械学習分子動力学を用いた物性評価の発展

図1 各講演のキーワードの抽出

核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用【討論編】

Application of numerical simulation technology to the development of nuclear fuels

-Discussion version-

佐藤 勇¹、*宇田川 豊²、*加藤 正人²、*沖田 泰良³、*中村 博樹²¹東京都市大学、²日本原子力研究開発機構、³東京大学

1. はじめに

日本原子力学会 2023 年春の年会における企画セッション「核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用－討論編－」は、2022 年春の年会における企画セッション「核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用」から継続するものである。また、これらの企画セッションは、核燃料部会と計算科学技術部会の合同セッションとして開催されている。

当該企画セッションでは、前回企画セッションに関する簡単なレビュー講演を行い、特に「ニーズとシーズの融合」に的を絞って、発表者と会場出席者による総合討論を行う。なお、今回の深堀テーマである「ニーズとシーズの融合」は、講演者及び座長・佐藤の間で事前にメール等の手段を用いて、事前検討が行われており、その際の議論も参照することとする。今回は、講演よりも議論に主眼を置き、総合討論に十分な時間を割り当てる。

2. 核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用【レビュー】

(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【レビュー】

(日本原子力研究開発機構・宇田川 豊)

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、近年の開発状況と課題、今後期待される計算科学的手法の寄与について紹介する。

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。

これらは、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成立している。すなわち、現行の照射挙動解析モデルは、物理定数他の経験パラメータ、またモデル同士の組み合わせが、蓄積された照射試験の知見に照らし合わせて取捨された末の、経験的な要素の集合といえる。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は、引き続きモデル構築の拘束条件として、さらにモデルの不確かさ把握の手段としても、照射試験 DB を最大限活用しつつ、機構論的モデルへの置き換えを段階的に進める必要がある。特に、早期の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く程、挙動評価は蓄積された UO₂/ジルカロイ燃料挙動の知見/モデルに大きく依拠することとなり、この観点でもモデルの信頼性向上は重要な位置づけを占める。

モデル高度化の基礎となる現象解釈に関し、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た MD 研究の例がある。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、照射の影響が存在することの論拠の一つとなっている。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。

(2) 高速炉 MOX 燃料挙動のシミュレーション解析技術開発【レビュー】**(日本原子力研究開発機構・加藤 正人)**

高速炉の実用炉用の燃料として、廃棄物減容・有害度低減を目的としたマイナーアクチニド (MA) 含有 MOX 燃料の開発が進められてきた。MA 含有 MOX 燃料の照射試験は、常陽において 2006 年に高線出力照射試験が実施された。当時は、基礎物性や、照射挙動へ及ぼす Am など MA 含有の影響がわからず、燃料設計において大きな安全裕度を見込んでキャプセル照射が行われた。新しい組成の燃料開発において、照射中の性能や安全性を評価するためには、熱伝導率をはじめとする基礎物性が不可欠であり、照射挙動への影響も評価する必要がある。しかし、MA や Pu を含む酸化物の基礎物性測定は、原料の確保、設備、規制上の問題など解決することが多く、容易ではない。開発当初からおよそ 20 年が経ち、MA 含有 MOX の融点、熱伝導率などの基礎物性や、照射挙動へ及ぼす Am 及び Np の影響が明らかとなってきた。その結果、Am の影響は、当初、推定していたほど小さくなく、融点及び熱伝導率低下は限定的であることが分かった。現在、革新炉の燃料として様々な仕様が提案されている。それらの燃料開発のために、基礎物性及び照射挙動を事前に評価し、安全性を評価する技術が求められている。

MA 含有 MOX 燃料の開発は、基礎物性測定や照射試験によって進められ、組成に対して外挿性のある物性モデルの開発や、照射中の組織変化挙動など、メカニズムに沿ったモデルの開発が進められた[1]。照射初期のペレット径方向の密度変化は、気孔内の蒸発・凝集による気孔移動メカニズムが支配的であることに着目し、Pu 含有率、MA 含有率及び O/M 比に依存する蒸気圧の変化を計算することによって、世界で初めて MA 含有率及び O/M 比の影響を評価するためのモデルを開発した。これらの物性及び照射挙動モデルは、日米協力において、米国で開発を進めてきた 3 次元照射挙動解析コード BISON への組み込みを共同で進め、Am 含有 MOX 燃料について組織変化と温度解析を評価することを可能とした[2]。

燃料開発における課題は多く、2000 K を超える高温の基礎物性や、燃料及び被覆管材料の燃焼効果による特性変化などなど、実験だけで明らかにすることは難しい。例えば、燃料の高温における比熱及び熱伝導率の上昇や、ブレディック転移のメカニズムは、いまだに統一的な答えはない。また、燃料の寿命評価に重要な被覆管のクリープ現象は、熱クリープと照射クリープが複雑に関係する現象であり、この現象についてもメカニズムの理解はできていない。現在、西側諸国で照射試験を行う高速炉が『常陽』に限られている中で照射試験を必要最低限にし、燃料開発を加速するために、シミュレーションへの期待は大きい。メカニズムを理解し、定量的な評価を行うためには第一原理計算や分子動力学計算によるシミュレーションが期待される。また、照射中に起こる複雑な現象をモデル化するためには、これまで得られた多くのデータを基にした機械学習モデルを適用するデータ科学による研究開発も有効と考えられる。

[1] Kato, M. and Machida, M., <https://doi.org/10.1201/9781003298205>

[2] Ozawa, T., et al, J. Nucl. Mater., 553, Sep. 2021, 153038

(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課題【レビュー】(東京大学・沖田 泰良)

原子炉で使用される金属材料の劣化挙動を微視的挙動に基づいて把握するため、分子動力学 (MD) などの分子シミュレーションが用いられてきた。特に従来から用いられてきた古典 MD は、原子間ポテンシャルを簡単な関数で近似する手法であり、第一原理 MD と比較して計算コストが低いことを活かし、照射下における結晶欠陥の形成過程、並びに転位と微細組織の相互作用に伴う硬化のメカニズム解明などの計算が行われてきた。しかしながら、古典 MD で用いる原子間ポテンシャルは、パラメータを経験に基づいて決定するため、考慮した物性値以外を再現できず、第一原理 MD と比較して精度が低いことが課題であった。

近年、これを解決する手法として、機械学習ポテンシャル (MLP) が用いられるようになってきた。MLP は、密度汎関数などの電子構造計算結果を人工ニューラルネットワークなどに学習させることで原子間ポテンシャルを構築する方法であり、第一原理 MD 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することが可能である。また、MLP は添加元素、不純物元素の影響を取り入れることも比較的容易であるため、実用材料へ適用することもできる。

MLP の適用の一例として、on-the-fly kinetic Monte Carlo を用いた拡散過程のモデル化が挙げられる。同法

は、各タイムステップの原子配置に基づいた鞍点探索により、発生しうるイベントとその活性化エネルギーを算出するものである。これにより、原子レベルの精緻性を保ちつつ、MD では到達困難な時間スケールの現象も再現できる。実用材料の MLP を用いた on-the-fly kinetic Monte Carlo により、微細組織発達の時間進展を精緻に模擬することも可能となる。その他、劣化を検出する非破壊検査や合金設計にも適用でき、MLP により第一原理計算に基づいた技術の構築が可能となった。

(4) 計算科学を用いた核燃料物性研究【レビュー】(日本原子力研究開発機構・中村 博樹)

核燃料開発においては、高温状態などの様々な状況での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が、実験によってあらゆる物性値を測定することはコストと安全上の問題から、厳しい制限がついてしまい困難である。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。これまでに行われてきた原子レベルのマイクロシミュレーションを用いた核燃料の熱物性評価は、構造材料の場合と同様に、古典分子動力学と第一原理計算によるものである。古典分子動力学に関しては、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が、すべての物性量を精度よく再現するには至っていない。一方、第一原理計算に関しては、アクチニド原子の局在化した f 軌道電子を強相関電子系として扱わなければならないという問題が存在する。これにより、通常密度汎関数法 (DFT) が適用できず、強相関効果を考慮した DFT+U 法や Hybrid-DFT 法を用いることが必須となっている。加えて、スピン軌道相互作用も考慮する必要があるため、通常物質に比べて、DFT の計算負荷がさらに大きくなっているため、第一原理計算のみで高温物性を評価するのは困難である。それでも、フォノンを用いた比熱や熱伝導率は精度よく評価することが可能である。さらに、これらの強相関効果を考慮した手法を使っても、多くの酸化アクチニドの磁気秩序を再現することは成功していないため、磁性の影響する物性値に関しては現状では信頼性が十分高いとは言えない。今後は、より洗練された手法を用いた第一原理計算によって、酸化アクチニドの磁気秩序を含めた物性の再現を目指すと共に、構造材料の場合と同様に機械学習分子動力学を用いた物性評価の発展が期待される。

3. 結言

本予稿は、2022 年春の年会で報告いただいた 4 件の講演内容の概要を紹介している。これを 2023 年春の年会の年会企画セッションで有意義な議論に発展するためのツールとして活用する。そこで、議論で活用していくうえで、利便性の観点から下記の通り、手を加えた。

核燃料部会からの 2 件の報告と計算科学技術部会からの 2 件の報告はいろいろな方法での分類ができるが、前者をニーズ側の見解、後者をシーズ側の見解とすることができると思われる。また、文中のキーワードを拾い集めると、図 1 のような構造になっている。すなわち、図中のニーズにおける「←」の部分として要求事項が示されていて、「モデルの不確かさ把握の手段」等が計算科学に期待が示されている。一方、図中のシーズにおける「→」の部分として可能性が示されており、「on-the-fly kinetic Monte Carlo を用いた拡散過程のモデル化」等が提案されている。これらを組み合わせていくと、期待と手段が適合していく可能性が感じられる。

このほか、講演者間での議論の中から以下のような命題・論点も提示されており、当日は議論の方向を見極めて、適宜、以下のような論点も挟み込んでいきたいと考えている。

- ニーズ・シーズのギャップを埋めていく上で現状は何が欠けているか
- 照射に伴う材料物性の変化
- 核燃料のシミュレーション技術に係る望ましい産官学連携の在り方・役割分担
- ミクロ側での研究テーマ・対象選定のあり方

【ニーズ】

・ 照射挙動の説明性 (許認可)

- ・ 長期の照射に伴う燃料に生じる諸々の変化/現象
- ← 照射試験データベース

- ・ モデルの不確かさ把握の手段
- ・ 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

・ 燃料開発の加速 (許認可)

- ・ 廃棄物減容・有害度低減を目的としたマイナーアクチニド (MA) 含有MOX燃料の開発

- ・ 組成に対して外挿性のある物性モデルの開発や、照射中の組織変化挙動のモデル開発

【シーズ】

従来型

- ・ 金属材料の劣化挙動を微視的挙動に基づいて把握
- ・ 照射下における結晶欠陥の形成過程、並びに転位と微細組織の相互作用に伴う硬化のメカニズム解明

機械学習ポテンシャルの活用

- ・ on-the-fly kinetic Monte Carloを用いた拡散過程のモデル化 (発生しうるイベントとその活性化エネルギーを算出)
- ・ 劣化を検出する非破壊検査技術
- ・ 合金設計 など

→ 第一原理計算に基づいた技術の構築が可能となった。

- ・ DFTの計算負荷がさらに大きくなっているため、第一原理計算のみで高温物性を評価するのは困難
 - ・ フォノンを用いた比熱や熱伝導率は精度よく評価することが可能
 - ・ 磁性の影響する物性値に関しては現状では信頼性が十分高いとは言えない
- ・ 構造材料の場合と同様に機械学習分子動力学を用いた物性評価の発展

図1 各講演のキーワードの抽出

核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用【討論編】

Application of numerical simulation technology to the development of nuclear fuels

-Discussion version-

佐藤 勇¹、*宇田川 豊²、*加藤 正人²、*沖田 泰良³、*中村 博樹²¹東京都市大学、²日本原子力研究開発機構、³東京大学

1. はじめに

日本原子力学会 2023 年春の年会における企画セッション「核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用－討論編－」は、2022 年春の年会における企画セッション「核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用」から継続するものである。また、これらの企画セッションは、核燃料部会と計算科学技術部会の合同セッションとして開催されている。

当該企画セッションでは、前回企画セッションに関する簡単なレビュー講演を行い、特に「ニーズとシーズの融合」に的を絞って、発表者と会場出席者による総合討論を行う。なお、今回の深堀テーマである「ニーズとシーズの融合」は、講演者及び座長・佐藤の間で事前にメール等の手段を用いて、事前検討が行われており、その際の議論も参照することとする。今回は、講演よりも議論に主眼を置き、総合討論に十分な時間を割り当てる。

2. 核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用【レビュー】

(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【レビュー】

(日本原子力研究開発機構・宇田川 豊)

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、近年の開発状況と課題、今後期待される計算科学的手法の寄与について紹介する。

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。

これらは、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成立している。すなわち、現行の照射挙動解析モデルは、物理定数他の経験パラメータ、またモデル同士の組み合わせが、蓄積された照射試験の知見に照らし合わせて取捨された末の、経験的な要素の集合といえる。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は、引き続きモデル構築の拘束条件として、さらにモデルの不確かさ把握の手段としても、照射試験 DB を最大限活用しつつ、機構論的モデルへの置き換えを段階的に進める必要がある。特に、早期の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く程、挙動評価は蓄積された UO₂/ジルカロイ燃料挙動の知見/モデルに大きく依拠することとなり、この観点でもモデルの信頼性向上は重要な位置づけを占める。

モデル高度化の基礎となる現象解釈に関し、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た MD 研究の例がある。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、照射の影響が存在することの論拠の一つとなっている。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。

(2) 高速炉 MOX 燃料挙動のシミュレーション解析技術開発【レビュー】**(日本原子力研究開発機構・加藤 正人)**

高速炉の実用炉用の燃料として、廃棄物減容・有害度低減を目的としたマイナーアクチニド (MA) 含有 MOX 燃料の開発が進められてきた。MA 含有 MOX 燃料の照射試験は、常陽において 2006 年に高線出力照射試験が実施された。当時は、基礎物性や、照射挙動へ及ぼす Am など MA 含有の影響がわからず、燃料設計において大きな安全裕度を見込んでキャプセル照射が行われた。新しい組成の燃料開発において、照射中の性能や安全性を評価するためには、熱伝導率をはじめとする基礎物性が不可欠であり、照射挙動への影響も評価する必要がある。しかし、MA や Pu を含む酸化物の基礎物性測定は、原料の確保、設備、規制上の問題など解決することが多く、容易ではない。開発当初からおよそ 20 年が経ち、MA 含有 MOX の融点、熱伝導率などの基礎物性や、照射挙動へ及ぼす Am 及び Np の影響が明らかとなってきた。その結果、Am の影響は、当初、推定していたほど小さくなく、融点及び熱伝導率低下は限定的であることが分かった。現在、革新炉の燃料として様々な仕様が提案されている。それらの燃料開発のために、基礎物性及び照射挙動を事前に評価し、安全性を評価する技術が求められている。

MA 含有 MOX 燃料の開発は、基礎物性測定や照射試験によって進められ、組成に対して外挿性のある物性モデルの開発や、照射中の組織変化挙動など、メカニズムに沿ったモデルの開発が進められた[1]。照射初期のペレット径方向の密度変化は、気孔内の蒸発・凝集による気孔移動メカニズムが支配的であることに着目し、Pu 含有率、MA 含有率及び O/M 比に依存する蒸気圧の変化を計算することによって、世界で初めて MA 含有率及び O/M 比の影響を評価するためのモデルを開発した。これらの物性及び照射挙動モデルは、日米協力において、米国で開発を進めてきた 3 次元照射挙動解析コード BISON への組み込みを共同で進め、Am 含有 MOX 燃料について組織変化と温度解析を評価することを可能とした[2]。

燃料開発における課題は多く、2000 K を超える高温の基礎物性や、燃料及び被覆管材料の燃焼効果による特性変化などなど、実験だけで明らかにすることは難しい。例えば、燃料の高温における比熱及び熱伝導率の上昇や、ブレディック転移のメカニズムは、いまだに統一的な答えはない。また、燃料の寿命評価に重要な被覆管のクリープ現象は、熱クリープと照射クリープが複雑に関係する現象であり、この現象についてもメカニズムの理解はできていない。現在、西側諸国で照射試験を行う高速炉が『常陽』に限られている中で照射試験を必要最低限にし、燃料開発を加速するために、シミュレーションへの期待は大きい。メカニズムを理解し、定量的な評価を行うためには第一原理計算や分子動力学計算によるシミュレーションが期待される。また、照射中に起こる複雑な現象をモデル化するためには、これまで得られた多くのデータを基にした機械学習モデルを適用するデータ科学による研究開発も有効と考えられる。

[1] Kato, M. and Machida, M., <https://doi.org/10.1201/9781003298205>

[2] Ozawa, T., et al, J. Nucl. Mater., 553, Sep. 2021, 153038

(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課題【レビュー】(東京大学・沖田 泰良)

原子炉で使用される金属材料の劣化挙動を微視的挙動に基づいて把握するため、分子動力学 (MD) などの分子シミュレーションが用いられてきた。特に従来から用いられてきた古典 MD は、原子間ポテンシャルを簡単な関数で近似する手法であり、第一原理 MD と比較して計算コストが低いことを活かし、照射下における結晶欠陥の形成過程、並びに転位と微細組織の相互作用に伴う硬化のメカニズム解明などの計算が行われてきた。しかしながら、古典 MD で用いる原子間ポテンシャルは、パラメータを経験に基づいて決定するため、考慮した物性値以外を再現できず、第一原理 MD と比較して精度が低いことが課題であった。

近年、これを解決する手法として、機械学習ポテンシャル (MLP) が用いられるようになってきた。MLP は、密度汎関数などの電子構造計算結果を人工ニューラルネットワークなどに学習させることで原子間ポテンシャルを構築する方法であり、第一原理 MD 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することが可能である。また、MLP は添加元素、不純物元素の影響を取り入れることも比較的容易であるため、実用材料へ適用することもできる。

MLP の適用の一例として、on-the-fly kinetic Monte Carlo を用いた拡散過程のモデル化が挙げられる。同法

は、各タイムステップの原子配置に基づいた鞍点探索により、発生しうるイベントとその活性化エネルギーを算出するものである。これにより、原子レベルの精緻性を保ちつつ、MD では到達困難な時間スケールの現象も再現できる。実用材料の MLP を用いた on-the-fly kinetic Monte Carlo により、微細組織発達の時間進展を精緻に模擬することも可能となる。その他、劣化を検出する非破壊検査や合金設計にも適用でき、MLP により第一原理計算に基づいた技術の構築が可能となった。

(4) 計算科学を用いた核燃料物性研究【レビュー】(日本原子力研究開発機構・中村 博樹)

核燃料開発においては、高温状態などの様々な状況での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が、実験によってあらゆる物性値を測定することはコストと安全上の問題から、厳しい制限がついてしまい困難である。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。これまでに行われてきた原子レベルのマイクロシミュレーションを用いた核燃料の熱物性評価は、構造材料の場合と同様に、古典分子動力学と第一原理計算によるものである。古典分子動力学に関しては、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が、すべての物性量を精度よく再現するには至っていない。一方、第一原理計算に関しては、アクチニド原子の局在化した f 軌道電子を強相関電子系として扱わなければならないという問題が存在する。これにより、通常密度汎関数法 (DFT) が適用できず、強相関効果を考慮した DFT+U 法や Hybrid-DFT 法を用いることが必須となっている。加えて、スピン軌道相互作用も考慮する必要があるため、通常物質に比べて、DFT の計算負荷がさらに大きくなっているため、第一原理計算のみで高温物性を評価するのは困難である。それでも、フォノンを用いた比熱や熱伝導率は精度よく評価することが可能である。さらに、これらの強相関効果を考慮した手法を使っても、多くの酸化アクチニドの磁気秩序を再現することは成功していないため、磁性の影響する物性値に関しては現状では信頼性が十分高いとは言えない。今後は、より洗練された手法を用いた第一原理計算によって、酸化アクチニドの磁気秩序を含めた物性の再現を目指すと共に、構造材料の場合と同様に機械学習分子動力学を用いた物性評価の発展が期待される。

3. 結言

本予稿は、2022 年春の年会で報告いただいた 4 件の講演内容の概要を紹介している。これを 2023 年春の年会の年会企画セッションで有意義な議論に発展するためのツールとして活用する。そこで、議論で活用していくうえで、利便性の観点から下記の通り、手を加えた。

核燃料部会からの 2 件の報告と計算科学技術部会からの 2 件の報告はいろいろな方法での分類ができるが、前者をニーズ側の見解、後者をシーズ側の見解とすることができると思われる。また、文中のキーワードを拾い集めると、図 1 のような構造になっている。すなわち、図中のニーズにおける「←」の部分として要求事項が示されていて、「モデルの不確かさ把握の手段」等が計算科学に期待が示されている。一方、図中のシーズにおける「→」の部分として可能性が示されており、「on-the-fly kinetic Monte Carlo を用いた拡散過程のモデル化」等が提案されている。これらを組み合わせていくと、期待と手段が適合していく可能性が感じられる。

このほか、講演者間での議論の中から以下のような命題・論点も提示されており、当日は議論の方向を見極めて、適宜、以下のような論点も挟み込んでいきたいと考えている。

- ニーズ・シーズのギャップを埋めていく上で現状は何が欠けているか
- 照射に伴う材料物性の変化
- 核燃料のシミュレーション技術に係る望ましい産官学連携の在り方・役割分担
- ミクロ側での研究テーマ・対象選定のあり方

【ニーズ】

・ 照射挙動の説明性（許認可）

・ 長期の照射に伴う燃料に生じる諸々の変化/現象 ← 照射試験データベース

← ・ モデルの不確かさ把握の手段
 ・ 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

・ 燃料開発の加速（許認可）

・ 廃棄物減容・有害度低減を目的としたマイナーアクチニド（MA）含有MOX燃料の開発

← ・ 組成に対して外挿性のある物性モデルの開発や、照射中の組織変化挙動のモデル開発

【シーズ】

従来型

- ・ 金属材料の劣化挙動を微視的挙動に基づいて把握
- ・ 照射下における結晶欠陥の形成過程、並びに転位と微細組織の相互作用に伴う硬化のメカニズム解明

機械学習ポテンシャルの活用

- ・ on-the-fly kinetic Monte Carloを用いた拡散過程のモデル化（発生しうるイベントとその活性化エネルギーを算出）
- ・ 劣化を検出する非破壊検査技術
- ・ 合金設計 など

➡ 第一原理計算に基づいた技術の構築が可能となった。

・ DFTの計算負荷がさらに大きくなっているため、第一原理計算のみで高温物性を評価するのは困難

- ・ フォノンを用いた比熱や熱伝導率は精度よく評価することが可能
- ・ 磁性の影響する物性値に関しては現状では信頼性が十分高いとは言えない

➡ ・ 構造材料の場合と同様に機械学習分子動力学を用いた物性評価の発展

図1 各講演のキーワードの抽出

Planning Lecture | Technical division and Network | Water Chemistry Division

[2G_PL] Water Chemistry Activities Required for Nuclear Power Plants Restart

Chair Yutaka Watanabe: (Tohoku Univ.)

Tue. Mar 14, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room G (13 Bldg.1F 1311)

[2G_PL01] PWR Primary and Secondary Water Chemistry Management for Plant Start-Up after Long-Term Outage

*Akihiro Maeda¹ (1. MHI)

[2G_PL02] Activities on the Optimization of Dissolved Hydrogen Concentration in PWR Primary Coolant as a Countermeasure Against Aging Plants

*Wataru Sugino¹ (1. JAPC)

[2G_PL03] CF Management to Backwash after the Plant Long-Term Outage

*Hayato Rokusawa¹ (1. Tohoku-EPCO)

[2G_PL04] Measurement of Electrochemical Corrosion Potential in BWRs

*Tsuyoshi Ito¹ (1. Hitachi)

水化学部会セッション

プラント再稼働に必要となる水化学の取り組み

Water Chemistry Activities Required for Nuclear Power Plants Restart

(1) PWR プラント再稼働に向けた 1, 2 次系水化学の取り組みについて

(1) PWR Primary and Secondary Water Chemistry Management for Plant Start-Up after Long-Term Outage

*前田 哲宏, 山崎 慎吾, 石原 伸夫, 莊田 泰彦

三菱重工業(株)

1. 緒言 P

2011年に発生した福島第一原子力発電所における事故をきっかけに、国内の原子力発電所は長期停止を強いられてきた。海外を含め、2年以上の長期保管を経験した発電所は数例あり（表1）^[1]、これまでに大きな不具合は報告されていなかった。しかし、国内 PWR プラントの長期停止期間は約4年から10年を超過し（表2）、再稼働に際しては、構成材料腐食や外部からの不純物持込み等に対する入念な準備が求められてきた。

本報では、これまでの PWR プラント再稼働に際し、再稼働時の水質に起因する影響を最小限とすることを目的として検討した、水化学管理要領の概要について紹介する。

2. 再稼働に向けた 1, 2 次系水化学管理要領

2-1. 1 次系水化学管理要領

再稼働時における 1 次系水化学管理の課題である以下の 3 項目について、事前に対策を検討した。

- ・ 1 次冷却材中の溶存酸素除去操作（O₂ スカベンジ）におけるヒドラジンと酸素の反応速度低下
- ・ 有機物増加による 1 次冷却材ポンプシールおよびフィルタに対する影響
- ・ 長期気中保管による 1 次系酸化皮膜（亜鉛皮膜）に対する影響

2-2. 2 次系水化学管理要領

長期保管による 2 次系構成材料の腐食や外部からの不純物持込みを想定し、以下の対策について検討した。

- ・ 2 次系系統の長期保管要領および保管手法毎の発錆影響の検討
- ・ 長期停止時の発錆および不純物持ち込み影響を考慮したクリーンアップ手順の立案
- ・ SG への不純物持ち込み低減を考慮したプラント起動時の系統浄化促進手順の立案と成立性の検証

3. 結論

過去の長期保管影響に基づき抽出された重要な項目を中心に、事前の対策や手順を整備することで、国内 PWR プラントの長期停止後の再稼働を水質に起因する問題を生じることなく完了できた。また、このような取り組みは海外からも注目されており、2 次系系統の長期保管要領の事例は海外の

ガイドラインにも取り入れられた^[2]。

表 1 北米における長期保管後の再稼働例^[1]

Plant	Outage Dates	Outage Duration, years
TMI-1	2/79-10/85	6.7
Bruce A Unit 3 (Canada)	4/98-1/04	5.8
Bruce A Unit 4 (Canada)	1/98-10/03	5.8
Point Lepreau (Canada)	3/08-11/12	4.7
Ft. Calhoun	4/11-12/13	2.6
Cook-2	9/97-6/00	2.8
Davis-Besse	2/02-3/04	2.1

表 2 国内 PWR プラントの長期保管実績（2023 年 3 月時点）

Plant	Outage Dates	Outage Duration, years	Status
Sendai unit 1	4/11 - 8/15	4.4	Restarted
Sendai unit 2	8/11 - 10/15	4.2	Restarted
Takahama unit 3	2/12 - 2/16	4.1	Restarted
Takahama unit 4	6/11 - 5/17	6.0	Restarted
Ikata unit 3	4/11 - 8/16	5.4	Restarted
Ooi unit 3	9/13 - 3/18	4.5	Restarted
Ooi unit 4	9/13 - 5/18	4.7	Restarted
Genkai unit 3	12/10 - 3/18	7.3	Restarted
Genkai unit 4	12/11 - 6/18	6.5	Restarted
Mihama unit 3	4/11 - 6/21	10.2	Restarted
Takahama unit 1	12/10 -	8.8	
Takahama unit 2	11/11 -	7.9	
Other 3 units will restart after 2023			

[1] R. Thompson, "Long-term wet Lay-up strategy and chemistry trends for the Crystal River-3 replacement once-through steam generators during an extended outage", 16th ENVIRONMENT DEGRADATION, Asheville, NC, USA., (2013).

[2] EPRI, "Pressurized Water Reactor Secondary Water Chemistry Guidelines - Revision 8", EPRI Technical report 3002010645, (2017)

*Akihiro Maeda, Shingo Yamazaki, Nobuo Ishihara, Yasuhiko Shoda

Mitsubishi Heavy Industries, LTD.

水化学部会セッション

プラント再稼働に必要となる水化学の取り組み

Water Chemistry Activities Required for Nuclear Power Plants Restart

(2) PWR プラントの高経年化対策としての一次冷却材の溶存水素濃度最適化に関する取り組み

(2) Activities on the Optimization of Dissolved Hydrogen Concentration in PWR Primary Coolant as a Countermeasure Against Aging Plants

*杉野 亘¹, 垣谷 健太², 河村 浩孝³¹ 日本原電, ² 三菱重工, ³ 電中研

1. 緒言

PWR プラントの高経年化とともに一次系の主要構成材料である 600 合金等の Ni 基合金の一次系環境下応力腐食割れ (PWSCC: Primary Water SCC) が国内外で顕在化している。また我が国の PWR 一基あたりの従事者の被ばく線量は欧米と比較し高く推移しており^[1], 高経年化に伴う改良工事などの作業量の増加, 熟練技術者が減少するなかでの設備保全品質の維持等を考慮すると, 今後更なる被ばく低減対策が必要となる。

本報では, PWSCC の発生抑制と被ばく線源強度低減を同時に達成できる可能性のある一次冷却材の溶存水素 (DH: Dissolved Hydrogen) 濃度の最適化について述べる。

2. DH 濃度最適化の検討

2-1. PWSCC 発生に及ぼす DH 濃度依存性

PWSCC 発生メカニズムはまだ定説が無いものの, DH 濃度を現在の運用濃度である $25\text{cm}^3/\text{kg-H}_2\text{O}$ より低く若しくは高くすることで発生までの時間を延伸できることが示唆されているが, 我が国では, DH 濃度を上昇させると燃料被覆管の健全性に影響がある^[2] ことなどを考慮し, DH 濃度を $5\text{cm}^3/\text{kg-H}_2\text{O}$ 程度まで低減する方向で検討中である。PWR 一次系環境を模擬したテストループを用いて, 600 合金の PWSCC 発生感受性に及ぼす DH 濃度依存性を評価した結果, DH 濃度を高めるよりも低減した場合の方が PWSCC 発生までの時間を延伸できる効果が大きいことが分かった。

2-2. 被ばく線源強度に及ぼす DH 濃度の影響

PWR の主要な被ばく線源は燃料被覆管表面に付着した Ni の放射化によって生じる ^{58}Co である。PWR 炉心部を模擬したテストループを用いて, DH 濃度を変動させた場合の模擬燃料被覆管表面への Ni 付着試験を行った結果, 図 1 に示す通り模擬燃料被覆管の単位表面積当たりの Ni 付着量 (付着面密度という) は現状の DH 濃度である $25\text{cm}^3/\text{kg-H}_2\text{O}$ が最も大きく, 高 DH 側 ($42\text{cm}^3/\text{kg-H}_2\text{O}$), 低 DH 側 ($5\text{cm}^3/\text{kg-H}_2\text{O}$) とともに小さくなることが分かった。

3. 結論

PWR プラントの高経年化対策として, 運転中の一次冷却材の DH 濃度を現状の $25\text{cm}^3/\text{kg-H}_2\text{O}$ から $5\text{cm}^3/\text{kg-H}_2\text{O}$ 程度まで低減することにより, PWSCC の発生抑制とプラント線源強度低減を同時に達成できる可能性のあることが明らかとなった。

また, 運転中の DH 濃度低減は, プラントの起動時・停止時における DH 濃度の調整に要する時間を短縮できる可能性があり, プラント稼働率の向上による CO_2 排出量の削減にも繋がる可能性がある。

[1] A. Suzuki, "The Radiation Management Reported by Licensees and the Relevant Regulations Amendment in Japan", 2018 ISOE International Symposium, October (2018)

[2] E. Hillner, "Hydrogen Absorption in Zircaloy during Aqueous Corrosion, Effect of Environment", WAPDTM-411 (Nov.1964)

*Wataru Sugino¹, Kenta Kakitani², Hiroataka Kawamura³

¹The Japan Atomic Power Company, ²Mitsubishi Heavy Industries, LTD., ³Central Research Institute of Electric Power Industry.

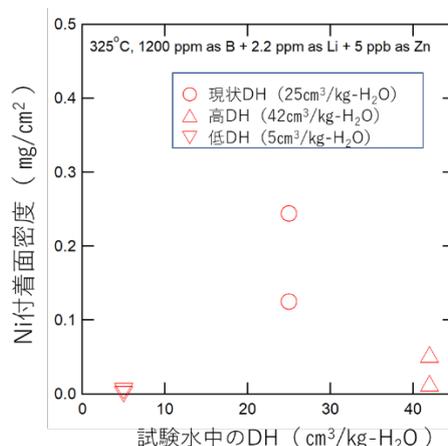


図 1 模擬燃料被覆管表面の Ni 付着量の DH 濃度依存性

水化学部会セッション

プラント再稼働に必要となる水化学の取り組み
Water Chemistry Activities Required for Nuclear Power Plants Restart

(4) プラント長期停止後のCF逆洗管理について

(4) CF Management to Backwash after the Plant Long-Term Outage

*六沢 隼人¹, 山田 琢馬¹, 小西 康夫¹, 南川 啓一¹, 原 宇広², 青井 洋美²,
¹東北電力株式会社, ²東芝エネルギーシステムズ株式会社

1. 緒言

長期運転停止中のプラントは、錆(クラッド)の発生抑制として水抜き保管などの対策が取られている。しかし、10年を超えるプラント停止後の再稼働時は、保管中に発生したクラッド量の増加が予想されるため、復水浄化系によるクラッド除去運用を考慮した工程検討が必要となる。

復水浄化系は復水ろ過装置(CF)と復水脱塩装置(CD)で構成され、主にクラッドはCFで除去する。実機プラントのCFは中空糸膜(HFF)によるクラッド除去を採用しており、CFは逆洗運用する。

本報告では、長期停止後のCF運用方法について検討した。

2. 差圧管理値を用いたCF逆洗基準の検討

CFの運用に関わるパラメータは、流量、差圧、温度(水の粘性)およびクラッド濃度となる。この内、クラッド濃度は、サンプリング分析による確認が必要となるため、即時評価には適していない。その為、CF運用のパラメータとして差圧に着目した。

図-1に実機プラントのCF差圧と逆洗時期を示す。図-1ではCF差圧の経時変化と逆洗のタイミングの明確な相関が確認できない。相関が不明瞭な理由は、CF差圧がクラッド捕捉量他に、CF通水流量や水の粘性に依存することに起因する。そこで、クラッド捕捉量以外の影響を排除するため、通水流量と水の温度による粘性補正を実施した。結果を図-2に示す。CF差圧補正により、逆洗時期とクラッド捕捉量の相関を明確に確認することができた。

次に、プラントの運転実績から、逆洗時のCFクラッド捕捉量の最大値を確認した。その結果、約 $8\text{g}/\text{m}^2$ であった。また、本クラッド捕捉量における逆洗後のCF差圧は逆洗前と同等レベルに戻っており、運用に問題ないことを確認した。

その為、逆洗後のCF差圧補正値を初期値(ゼロkPa)とし、CF差圧補正値とクラッド捕捉量の相関式を作成した。また、作成した相関式から、クラッド捕捉量が $8\text{g}/\text{m}^2$ に到達する際のCF差圧補正値の上昇値を確認した。その結果、各塔のバラツキ等を考慮し、逆洗管理値としてCF各塔の最大補正差圧を10kPaと評価した。

3. 結言

起動前の給復水浄化運転や起動時はCFに流入する系統構成が変化する。その結果、CF入口鉄クラッド濃度のみならず、CF通水流量や水温も大きく変動する。そのため、これらを考慮したCFの逆洗管理値として、補正後のCF差圧の上昇が10kPaに到達するまでにCFの逆洗を実施することとした。本評価を踏まえ、プラント起動時は、CFプロセスデータと鉄クラッド分析データを計画的に採取し、安定起動に向け注力する。

*Hayato Rokusawa¹, Takuma Yamada¹, Yasuo Konishi¹, Keiichi Minamikawa¹, Takahiro Hara² and Hiromi Aoi²

¹Tohoku Electric Power Company, ²Toshiba Energy System & Corporation.

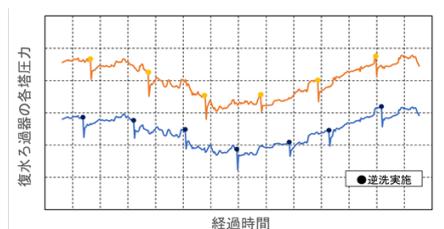


図-1 CF各塔の圧力経時変化

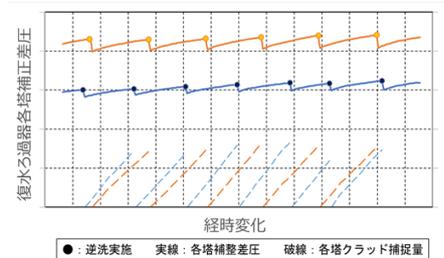


図-2 CF各塔の補正後差圧とクラッド捕捉量の経時変化

再稼働に必要となる水化学の取り組み

Water Chemistry Activities Required for Nuclear Power Plants Restart

(4) BWR プラントの腐食電位測定

(4) Measurement of Electrochemical Corrosion Potential in BWRs

*伊藤 剛^{1,2}, 石田 一成¹, 和田 陽一¹¹日立, ²日立 GE

1. 緒言

再稼働後の沸騰水型原子炉 (BWR) の信頼性向上および高経年化対策への水化学技術の一つとして、構造材料の腐食電位(ECP)を低減して、粒界応力腐食割れの進展を抑制する水素注入 (HWC) や貴金属注入 (NMCA) 等の腐食環境緩和技術があり、一部の BWR では適用されている。HWC や NMCA の効果として ECP が目標値以下に低下していることを実機で実測によって確認する必要がある。そこで本発表では、BWR 向け ECP センサと BWR での ECP 測定の実況について報告する。

2. ECP センサを用いた実測

当社では、加圧水型原子炉向けの Pt 型のピンヘッド構造を除き、これまで 5 種類の BWR 向け ECP センサを開発し実機で使用してきた (表 1)。Fe/Fe₃O₄ 型は新たに開発したもので、今後 Ag/AgCl 型の代わりに使用予定である。ECP センサはいくつかの型がある。これは基準電位発生原理の異なる 2 つ以上の型の ECP センサを設置するのが基本的測定方法のためである。評価対象部位に応じて、炉底部 (ボトムドレン) や再循環系から引き出した配管にこれらの ECP センサを複数本設置する。

3. 実機での測定結果

種々の BWR 炉型でこれまでの短期水素注入調査時にボトムドレンで測定された ECP の例を図 1 に示した [1-3]。いずれの BWR 炉型においても、給水水素濃度の増加により ECP が低下する傾向を確認している。ただし、炉型や出力の違いによって ECP 低減効果は異なる。再稼働後に腐食環境緩和技術を適用する場合には、HWC 単独に比べて少ない水素注入量で一次冷却系の広い範囲で ECP を -230 mV 以下に低減できる NMCA 等の改良水化学技術を適用し、ECP を測定して効果を確認することが望ましいと考える。

[1] Takiguchi, et al., Journal Nuclear Science and Tech. 1999, 36, 179. [2] Goto et al., Proc. 13th Chino-Seminar on Nuclear Safety. [3] Murai et al., Proc. 7th ICONE 1999, 7305.

*Tsuoyoshi Ito^{1,2}, Kazushige Ishida¹ and Yoichi Wada¹¹Hitachi, Ltd., ²Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd..

表 1 ECP センサの種類と特徴

センサータイプ	仕様	特徴	状況
Ag/AgCl	導電率:<1mS/cm pH:5.8-8.6 温度:302°C 圧力:8.62 MPa	・実績有	開発済
Pt 標準	導電率:<1mS/cm LiOH:2.2-3.5ppm 温度:320°C 圧力:15.4MPa	・耐久性 ・水素注入必要	
Pt ピン構造	導電率:<1mS/cm LiOH:2.2-3.5ppm 温度:320°C 圧力:15.4MPa	・コンパクト ・水素注入必要	開発中
ZrO ₂ 隔膜 Ag/ Ag ₂ O Fe/ Fe ₃ O ₄	Ag/AgCl及びPt (標準)センサーと 同様	・安定	
Zr		・耐久性 ・水素注入無で使用可能	開発済

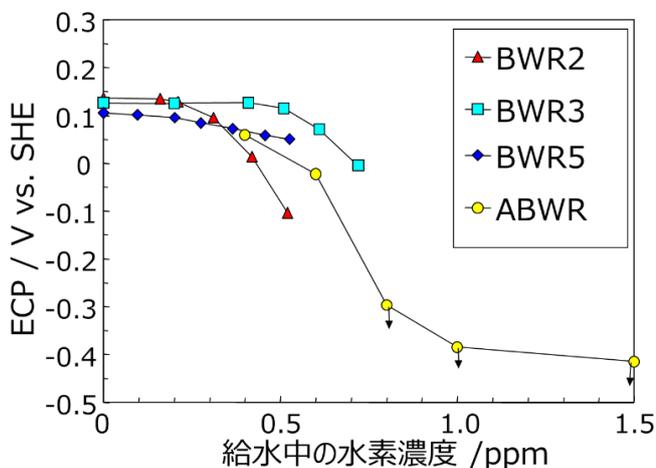


図 1 実機における ECP 測定結果[1-3]

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Non-Proliferation, Safeguards, Nuclear Security Network

[2H_PL] Reduction of Highly Enriched Uranium and Nuclear Nonproliferation for Research Reactors

Chair: Masato Hori (JAEA)

Tue. Mar 14, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room H (13 Bldg.1F 1312)

[2H_PL01] Activities on the Nuclear Non-Proliferation and Nuclear Security in
MEXT

*Masafumi Sato¹ (1. MEXT)

[2H_PL02] Recent Efforts and International Trends in Reduction of Uranium
Enrichment for Research Reactors

*Hironobu Unesaki¹ (1. Kyoto Univ.)

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

試験研究炉の高濃縮ウラン低減と核不拡散

Reduction of Highly Enriched Uranium and Nuclear Nonproliferation for Research Reactors

(1) 文部科学省における核不拡散・核セキュリティに関する取組

(1) Activities on the Nuclear Non-Proliferation and Nuclear Security in MEXT

*佐藤政文¹¹ 文部科学省

1. 緒言

2001年に発生した米国同時多発テロは、世界に新たな緊急性をもってテロ対策に係る取組の強化を促す契機となった。2009年には当時の米国オバマ大統領がブラハにおいて演説を行い、核テロが世界の安全保障に対する最も緊急かつ最大の脅威であるとした上で核セキュリティ・サミットの開催が提唱され、国際社会の脅威となり得る核物質の最小化や核セキュリティ強化に向けた取組が各国において促進された。我が国においても、国際的な協力の下での核不拡散・核セキュリティの更なる強化に向けて、核セキュリティ・サミットで採用されたコミュニケに示される活動を推進してきたところである。

現在、ロシアによるウクライナ侵攻は、国際秩序の根幹を揺るがす未曾有の事態として国際社会に大きな脅威をもたらし、世界的に核不拡散・核セキュリティの重要性が再認識されたところである。本梗概では、文部科学省が推進する試験研究炉の核物質最小化に向けた取組や、核不拡散・核セキュリティ分野における研究開発及び人材育成支援の取組について概要を紹介する。

2. 世界の核不拡散・核セキュリティの取組に対する日本の貢献

2.1 地球的規模脅威削減イニシアティブ（GTRI）政策への協力

2004年5月米国エネルギー省長官より、高濃縮ウランがテロリストの手に渡ることを防ぐため、米露起源の高濃縮ウラン燃料等の米露への返還を中心に、国際社会の脅威となり得る核物質及び放射性物質を削減する包括的構想の地球的規模脅威削減イニシアティブ（Global Threat Reduction Initiative; GTRI）政策が提唱された。このGTRI政策には、国内外研究炉燃料の低濃縮化（高濃縮ウラン燃料から低濃縮ウラン燃料への転換）等を含む1978年策定の試験研究炉低濃縮化（RERTR）計画や、低濃縮化を実施（又は約束）した国内外研究炉からの使用済燃料の引取り等を含む1996年策定の外国研究使用済み燃料受入プログラム（FRRSNF-AP）等が組み込まれている[1]。我が国は、国内の試験研究炉で使用されてきた燃料の返還を進め、これらの米国政策へ協力を行っている。

2.2 核セキュリティ・サミットへの貢献

2010年にワシントンで開催された第1回核セキュリティ・サミットにおいて、我が国はアジア諸国を始めとする各国の核セキュリティ強化に貢献するための拠点（現在の日本原子力研究開発機構（JAEA）核不拡散・核セキュリティ総合支援センター（ISCN））を設立すること、並びに、核物質の測定、検知及び核鑑識に係る技術の開発を実施すること等がコミュニケによって示された[2]。その後、2012年にソウルで開催された第2回核セキュリティ・サミットにおいては、ISCNの設立と国際協力、核鑑識や核物質検知等のための技術開発[3]、2014年にハーグで開催された第3回核セキュリティ・サミットではISCNの国際協力、技術開発のほか高濃縮ウラン燃料の撤去の決定等が示された[4]。さらに、2016年にワシントンで開催された第4回核セキュリティ・サミットにおいては、高速炉臨界実験装置（FCA）からの高濃縮ウラン燃料及び分離プルトニウム燃料の撤去完了、また京都大学臨界集合体実験装置（KUCA）の全ての高濃縮ウラン燃料の撤去を表明するなどの成果が示された[5]。

3. 核物質の最小化に向けた取組

前述のとおり、我が国では米国の核物質削減政策に協力しており、文部科学省が中心となり、次に示す国内研究炉の核燃料物質の撤去を実施してきた。代表的な成果を以下の(1)～(4)に示す。これらのうち東京大学

弥生や国内の他の試験研究炉の燃料返還については、2022年5月の日米共同声明において両首脳により進展を歓迎される[6]とともに、2022年9月の第66回IAEA総会における一般討論演説では、我が国が東京大学弥生及び京都大学KUCAの高濃縮ウラン燃料の撤去をはじめ、核物質の最小化に積極的に取り組んでいることや、近畿大学UTR-KINKIの高濃縮ウラン燃料撤去及び低濃縮化を実施することを決定したことが世界に対して示され、国際社会からの期待及び注目が高まっている[7]。

(1) JAEA 高速炉臨界実験装置 (Fast Critical Assembly; FCA)

FCAは高速炉の核特性の研究を目的とする実験装置である。2014年にハーグで開催された第3回核セキュリティ・サミットにおいて全ての高濃縮ウラン燃料及び分離プルトニウム燃料の返還が決定し、2016年にワシントンで開催された第4回核セキュリティ・サミットにおいて燃料の返還完了が表明された[8]。

(2) 東京大学高速中性子源炉弥生 (Fast Neutron Source Reactor “YAYOI”)

弥生は国内の大学で唯一の研究用高速炉である。2011年3月の東日本大震災を契機に停止が判断された後、2018年第5回民生用原子力協力に関する日米二国間委員会において高濃縮ウラン燃料の返還を表明しており、現在までに燃料の返還が完了している[9]。

(3) 京都大学臨界集合体実験装置 (Kyoto University Critical Assembly; KUCA)

KUCAは原子炉の核特性に関する基礎研究、開発研究及び教育訓練を行うことを目的とした共同利用研究施設である。2016年にワシントンで開催された第4回核セキュリティ・サミットにおいて全ての高濃縮ウラン燃料の返還と低濃縮化の決定が表明されており、高濃縮ウラン燃料の返還が完了している[10]。

(4) 近畿大学原子炉 (University Teaching & Research Reactor – KINKI; UTR-KINKI)

UTR-KINKIは教育、研究及び訓練を行うことを目的とした原子炉である。2022年9月に文部科学省及び米国エネルギー省の間において高濃縮ウラン燃料返還及び低濃縮化を決定した。本決定により、日本国内全ての試験研究炉から高濃縮ウラン燃料の返還が決定したこととなる[11]。

4. 研究開発

JAEAのISCNが実施する研究開発の概要を以下のとおり紹介する。[12]

はじめに、不正の検出やリアルタイムの高精度な検出を行うための検知技術の高度化として、ISCNは、荷物等に隠匿された核物質を非破壊で検知するための研究開発を実施している。具体的には、ニュースバル放射光施設で純単色ガンマ線を利用した試験を実施するとともに、核共鳴蛍光反応シミュレーションコードを改良することで、核共鳴蛍光による核物質の非破壊検知測定技術を開発している。

次に、外部から中性子を照射し核反応によって生成されるガンマ線などを測定する中性子アクティブ法のうち、中性子源を利用した非破壊測定システム及び中性子共鳴を利用した核物質の非破壊測定技術の開発を実施している。

また、核鑑識技術開発としては、核物質等の不法取引や核・放射線テロ行為の際に押収または採取されることが想定される核物質・汚染試料について、同位体比の違い、精製年代、粒子形状等を同定し、その由来を特定する技術を開発するとともに、核物質及び放射性物質に関する情報基盤の整備や警備側の初動対応検出器等の開発を実施している。

さらに、核セキュリティ事象に係る魅力度評価に係る研究として、核燃料サイクル施設に対する核セキュリティ上の脅威である、核起爆装置及び放射性物質の飛散装置を目的とした盗取、原子力施設の妨害破壊行為に関わり、対象となる核物質・放射性物質の魅力度を評価する手法を開発するとともに、魅力度を削減するための技術の開発を実施している。

加えて、放射線イメージングを用いた広範かつ迅速な核・放射性物質検知技術開発として、大規模イベント等における核テロ行為を未然に防止するため、広範囲での迅速な核・放射性物質の計測技術、放射能マッピング技術及び放射線イメージング技術の開発とともに、核物質検知のための中性子モニタ技術の開発を実施している。

5. 人材育成

前出のISCNは、核不拡散・核セキュリティに関するアジア初の人材育成支援拠点と位置付けられており、アジア諸国から受講者を受け入れ、研修を通じて本分野の人材育成支援を行っている。また、対象国の管理

監督層及びトレーナー育成に重点を置いたトレーニングを実施して本分野で能力向上を図るとともに、アジア地域における自律的な能力維持向上の仕組みの構築を図っている。さらに、支援対象国の様々なニーズに対して、地域に共通する重要項目に優先順位をつけて効率的に実施するとともに、個別ニーズに応えるために当該国を往訪し現地でトレーニングを開催している。加えて、本分野における世界初の海外向けオンライントレーニングを開発・実施するなど、コロナ禍においても質の高い人材育成支援などを提供している。これらの人材育成支援により、受講者が、各国の核不拡散・核セキュリティ分野における体制整備強化に重要な役割を果たすとともに、アジア地域における関係者の人的ネットワークを構築している。

ISCN は、令和 3 年 10 月に IAEA 協働センターの指定[13]を受け、国際的な存在感や発信力を高めている。令和 4 年 5 月、原子力科学技術委員会核不拡散・核セキュリティ作業部会が取りまとめた「今後の核不拡散・核セキュリティ分野における人材育成について」では、同分野の継続的な教育機会の確保のため、ISCN が大学連携を推進する拠点となること、また、新たな脅威への対応として核物質防護実習フィールドの拡充の必要性等が示されている。昨今の国際情勢等を契機とした緊急かつ発展的な人材育成支援の提供のため、文部科学省では核物質防護実習フィールドの拡充に着手し、今後はこのフィールドを活用したトレーニングの拡充等、人材育成支援を加速していくこととしている[14]。

6. おわりに

近年、核不拡散・核セキュリティの重要性を主張する機運が高まりつつある一方で、我が国では、核不拡散・核セキュリティ分野の専門人材の高齢化等の理由により、同分野を担う人材の確保及び育成が急務とされている。今後の人材育成支援に当たっては、今回紹介した文部科学省や ISCN の取組のみならず、関連学会、大学、研究機関、民間企業等の幅広いステークホルダーとの横の繋がりを深化した継続的な教育研究機会の確保が重要である。日本原子力学会におかれても、核不拡散・核セキュリティに係る教育や研究開発の推進のため、より一層活発な活動が展開されることを期待している。文部科学省としても、核不拡散・核セキュリティ分野における世界への貢献や国益に資する活動を引き続き積極的に推進していきたい。

参考文献

[1] “Global Threat Reduction Initiative”, International Partners’ Conference, Summary of the Proceedings and Findings Of the Conference, 18-19 September 2004, Vienna, Austria, [2] Nuclear Security Summit, “Communique of the Washington Nuclear Security Summit”, Washington, 2010, [3] Ministry of Foreign Affairs of Japan, “Seoul Nuclear Security Summit”, March 2012, [4] Ministry of Foreign Affairs of Japan, “Disarmament and Non-proliferation, Peaceful Uses of Nuclear Technology, The Hague Nuclear Security Summit”, March 2014, [5] Ministry of Foreign Affairs of Japan, “Disarmament and Non-proliferation, The 2016 Nuclear Security Summit”, April 2016, [6] 日米首脳共同声明, 「自由で開かれた国際秩序の強化」, 2022 年 5 月 23 日, [7] Statement by TAKAICHI Sanae, Minister of State for Science and Technology Policy, Japan at the 66th IAEA General Conference, 26 September 2022 (IAEA HP), [8] 文部科学省, “第 4 回核セキュリティ・サミットについて”, 資料 1, 科学技術・学術審議会, 研究計画・評価分科会, 原子力分野の研究開発に関する委員会, 核不拡散・核セキュリティ作業部会 (第 7 回), 平成 28 年 5 月 30 日, [9] 東京大学プレスリリース, “東京大学原子炉「弥生」の高濃縮ウラン燃料を米国に返還～弥生廃止措置活動の大きな進展～”, 令和 4 年 5 月 24 日, [10] 文部科学省ホームページ, “京都大学臨界集合体実験装置 (KUCA) における高濃縮ウラン燃料の米国への撤去が完了しました”, 令和 4 年 8 月 10 日, [11] 文部科学省ホームページ, “近畿大学原子炉 (UTR-KINKI) の高濃縮ウラン燃料の撤去及び低濃縮化の実施を決定しました”, 令和 4 年 9 月 27 日, [12] 文部科学省, “ISCN の技術開発実施状況について”, 資料 2, 科学技術・学術審議会, 研究計画・評価分科会, 原子力科学技術委員会 核不拡散・核セキュリティ作業部会 (第 24 回), 令和 4 年 5 月 18 日, [13] 原子力機構, ISCN Newsletter No.0300 2021 年 12 月号, [14] 文部科学省, “今後の核不拡散・核セキュリティ分野における人材育成について”, 令和 4 年 6 月 24 日

*Masafumi Sato¹

¹Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology.

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

試験研究炉の高濃縮ウラン低減と核不拡散

Reduction of Highly Enriched Uranium and Nuclear Nonproliferation for Research Reactors

(2) 試験研究炉の低濃縮化に関する取り組みと国際動向

(2) Recent Efforts and International Trends in Reduction of Uranium Enrichment for Research Reactors

*宇根崎 博信¹¹ 京都大学

1. はじめに

民間部門における核不拡散／核セキュリティ措置の強化としては、規制対応を通じた保障措置や核物質防護措置の強化が継続して進められており、関連した技術開発も活発化している。その一方で、核不拡散や核セキュリティ上のリスクそのものを低減するための措置として、試験研究炉の高濃縮ウラン燃料の撤去と、低濃縮化が実施されている。試験研究炉の高濃縮ウラン燃料の撤去は、我が国の核不拡散／核セキュリティにとっても定量的かつ具体的な国際的な貢献であり、また、試験研究炉の低濃縮化という炉工学的な観点との繋がりも強い。この発表では、試験研究炉の低濃縮化に関する取り組みと国際動向について、試験研究炉と高濃縮ウラン燃料のつながり、低濃縮化にかかる技術的な論点と、近年における国際動向について概説する。

2. 試験研究炉の低濃縮化：技術的側面

2-1. 試験研究炉と高濃縮ウラン燃料

試験研究炉は文字通り「試験、研究のための原子炉」であり、炉心の特性として、「如何に大量の中性子を安定的に供給できるか」を主眼とした設計が行われている、というのが特徴である。このために、極めて高い出力密度を持った、可能な限り小型の炉心を実現し、炉心の内外で高中性子束場を提供する、という設計が行われている。このような extreme な炉心設計要求を満足するために、高濃縮ウラン（以下「HEU」：大多数は濃縮度 93%）が利用されてきた。

試験研究用原子炉向け HEU は 1960 年代から米国、ソ連が各国に供給し、原子力平和利用と学術研究に供せられていたところ、1980 年代に入り、世界各国に分散された HEU のセキュリティ上の懸念が問題となってきた。HEU は、燃焼した後（U-235 で 25%～70%程度まで）の使用済燃料も「高濃縮ウラン」のままであることから、新燃料のみならず、各国で蓄積された HEU 使用済燃料も核セキュリティ上のリスクが大きい。また、HEU を燃料として用いる試験研究炉を運転するためには、継続した HEU 燃料の供給が必要であり、燃料製造工程を含むサプライチェーン全体で HEU が存在することになる。2017 年のレポートによると、民間部門における世界の HEU 存在量はおよそ 61 トンであり、軍事部門における在庫量と比べると少ないものの、核不拡散、核セキュリティの面で大きなリスクが存在することになる。このことから、米国は、まずは世界中に拡散された試験研究炉用 HEU 燃料を回収し、それと共に、試験研究炉の燃料を濃縮度 20%未満の低濃縮ウラン（以下「LEU」という。）に転換していきたい、という方針を定め、米国 DOE が Foreign Research Reactor Spent Nuclear Fuel (FRR SNF) Acceptance Program というプログラムのもと、条件付きで海外からの HEU 回収を実施してきた。このプログラムは、当初は 1996 年～2006 年の 10 年間（正確には 2006 年 5 月までに照射された使用済燃料を 2009 年 5 月まで引き取り）であったところ、2004 年に期限が延長されて 2016 年まで（引き取り期限は 2019 年）となった（注：我が国は例外的措置としてさらに 10 年間の延長が認められている）。なお、このプログラムに沿った場合、運転継続のためには低濃縮化と HEU 撤去の双方が必要であるが、LEU 化のための運転ライセンス取得が困難な場合、HEU 撤去により運転を休止せざるを得ないケースが生じ、国際的に大きな問題としてユーザー側から米国 DOE 側へ問題提起がなされたという事実もある。

2-2. 試験研究炉の低濃縮化

HEU 燃料の使用を前提として設計された試験研究炉を低濃縮化する際には、炉心設計上様々な制約が生じ

る。LEU 燃料内に (HEU 燃料と) 同じ量の U-235 を装荷したとしても、U-238 量も増えるため、臨界性は劣化する (U-238 増による中性子吸収増を相殺するために U-235 量を追加する必要あり)。このため、同じ出力の場合は炉心の中性子束が一般的に低下する。また、U-235 と U-238 が増加するため、中性子スペクトルも変化する。一般論として、低濃縮化によって炉心の中性子利用特性が変化 (劣化) することになるが、これは特に高中性子束試験研究炉にとっては致命的なインパクトであり、炉心設計の変更、出力上昇、試験研究設備の設計変更等が必要となる場合がある。このため、LEU 燃料そのものの設計が極めて重要なポイントとなり、試験研究炉の低濃縮化に関する技術開発、国際協力の推進とステークホルダー間の調整を目的として、1978 年に DOE により RERTR (Reduced Enrichment of Research and Test Reactor) プログラムが立ち上げられている。この RERTR プログラムを通じて、現在主流となっているウランシリサイド燃料の実用化と、ウランモリブデン燃料の開発をはじめとした低濃縮化に関する様々な技術開発が進められている。

3. 国際動向

試験研究炉の低濃縮化は先述した FRRSNF Acceptance と RERTR の両プログラムの政策的な流れと同調しており、90 年代後半から 2010 年代の半ばにかけて世界各国の中小型試験研究炉の低濃縮化と HEU 燃料の撤去が進められた。また、2014 年ごろからは、従前の試験研究炉に加えて、臨界集合体や実験用核燃料物質なども HEU 撤去の対象となり、世界的な核セキュリティリスクの軽減に対して一定の成果を挙げたものと考えられる。我が国としても、RERTR プログラムに沿った活動として JRR-3, JRR-4, JMTR, KUR の HEU 使用済燃料、FCA の HEU 及び Pu 燃料、KUCA の HEU 燃料の米国への撤去が成功裡に実現しており、国際的にも高い評価を得ているところである。また、2022 年 9 月には近畿大学研究用原子炉 UTR-KINKI の HEU 撤去と低濃縮化が日米政府間で合意されている。

一方で、超高中性子束の供給や中性子高度利用のための特別な設計を持つハイパフォーマンス炉が米国に 5 基 (ATR, NIST 炉, MITR, MURR, HIFR)、欧州に 2 基 (BR-2, FRM-II) 存在するが、これらの炉については、実用化されている LEU 燃料の主流であるウランシリサイド燃料では炉心のパフォーマンスが劣化し、存在意義がなくなる、という点から低濃縮化が未了である。これらの炉には高出力炉も含まれており、燃料の消費量も多いため、米国にある ATR, HIFR, MURR の 3 基で世界の年間 HEU 供給量の約半分を占めている。これらハイパフォーマンス試験研究炉が低濃縮化されない限り、民間部門において相当量の HEU のサプライチェーンを維持する必要があることから、現在、ウランモリブデン合金を用いた高ウラン密度燃料の開発が継続されているところ、残念ながらその実用化の目処は明確には立っていない。

この点を含めて、試験研究炉の低濃縮化については、米国と欧州ハイパフォーマンス試験研究炉の低濃縮化の状況に加えて、米国 DOE の PRO-X プロジェクトとの関連性、RI 製造 (特に医療用 RI) 及びサプライチェーンの確保、SMR をはじめとする次世代型発電炉における HALEU 利用との技術的つながりなど、様々な観点から引き続き注視していく必要がある。

*Hironobu Uneski¹

¹Kyoto University

[2I_PL] Progress Status and Future Issues of Development of Analysis and Estimation Technology for Fuel Debris Characterization

Chair: Takayuki Sasaki (Kyoto Univ.)

Tue. Mar 14, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room I (13 Bldg.1F 1313)

[2I_PL01] Overview of Progress Status of Analysis and Estimation Technology Development for Fuel Debris Characterization

*Junichi Nakano¹ (1. NDF)

[2I_PL02] Mid-and-Long Term Plan for Accident Investigation and Progress Status of Samples Obtained at the Fukushima Daiichi NPS

*Masato Mizokami¹ (1. TEPCO HD)

[2I_PL03] Progress Status of Development of Technology for Enhanced Analysis Accuracy of Fuel Debris and International Joint Project

*Shinichi Koyama¹ (1. JAEA)

[2I_PL04] Progress Status of Development of Estimation Technology for Aging Properties of Fuel Debris

*Akihiro Suzuki¹ (1. NDF)

[2I_PL05] Progress Status of Development of Non-Destructive Assay Technologies for Sorting and Segregation of Fuel Debris and Others

*Masaki Kamada¹ (1. MHI)

[2I_PL06] Discussion

*Kazuyuki Kato¹, All Presenters (1. NDF)

バックエンド部会セッション

燃料デブリ性状把握・推定技術の開発状況と今後の課題

Progress Status and Future Issues of Development of Analysis and Estimation Technology for Fuel Debris Characterization

(1) 燃料デブリ性状把握・推定技術の開発状況の概要

(1) Overview of Progress Status of Analysis and Estimation Technology Development for Fuel Debris Characterization

*中野 純一, 加藤 和之

原子力損害賠償・廃炉等支援機構

1. はじめに

福島第一原子力発電所の事故は、これまで前例のない沸騰水型原子炉の炉心熔融事故であるとともに、停電により温度をはじめとする多くのプラントパラメータの記録が存在しない。さらに、安全機器の作動状況が不明瞭であること、事故収束のために海水注入が行われたこと等が影響して、炉内状況、燃料デブリの状態、核分裂生成物の放出経路等に多くの不確かさが含まれている。不確かさの幅を低減することができれば、安全評価及び安全対策において過度な安全裕度を含める必要がなくなり、廃炉の迅速性、合理性の向上が可能となる。燃料デブリの性状を把握し、不確かさの幅を低減するため、資源エネルギー庁の廃炉・汚染水・処理水対策事業では、「燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発」を実施している。

2. 燃料デブリの分析

図1に分析・調査結果の反映先とその関係を示す。燃料デブリの分析結果は、「取り出し工法」、「保障措置」、「保管・管理」、「処理処分」の検討へ反映させるべき重要な基礎情報である。さらに、事故前及び事故時の情報と照合することで、事故履歴の推定、事故時に起きた現象の理解へとつながり、上述の反映先へ間接的な情報を示すものである。反映先の必要性は廃炉の進捗とともに変化し、適切な分析結果により廃炉工程上の検討の不確かさの幅を小さくすることが期待される。

廃炉・汚染水・処理水対策事業の一部として、燃料デブリの性状を把握する上での課題を検討し、「燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発」を設定している。各機関が分担して廃炉研究開発を実施している。本企画セッションでは、その中の代表的な以下の4件について進捗状況を紹介する。

- ・ 事故調査中長期計画と採取サンプルの分析状況
- ・ 燃料デブリの分析精度向上と国際共同プロジェクトの状況
- ・ 燃料デブリの経年変化特性の推定状況
- ・ 燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けのための非破壊計測技術の開発状況

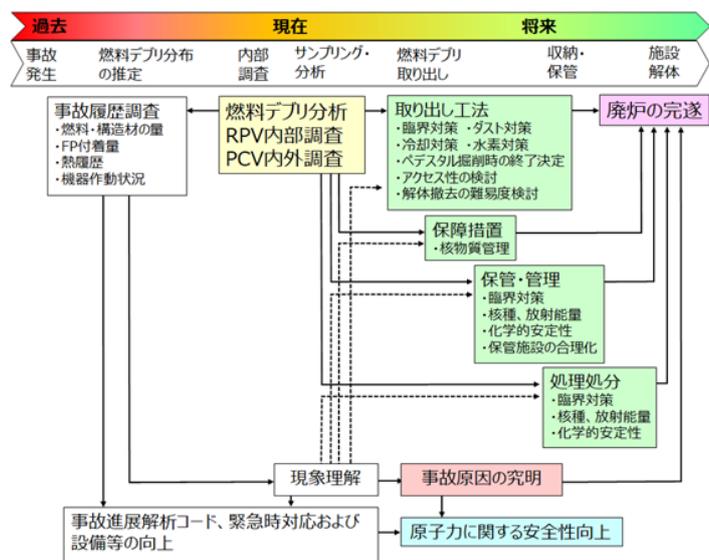


図1 分析・調査結果の反映先とその関係

*Junichi Nakano and Kazuyuki Kato

バックエンド部会セッション

燃料デブリ性状把握・推定技術の開発状況と今後の課題

Progress Status and Future Issues of Development of Analysis and Estimation Technology for Fuel Debris Characterization

(2) 事故調査中長期計画と採取サンプルの分析状況

(2) Mid-and-Long Term Plan for Accident Investigation and Progress Status of Samples Obtained at the Fukushima Daiichi NPS

*溝上 伸也¹, 溝上 暢人¹¹東京電力 HD

1. はじめに

本発表では燃料デブリ性状把握・推定技術に関係する東京電力の取り組みとして、福島第一原子力発電所(1F)の事故調査中長期計画及び汚染物サンプルの分析について取り上げる。

2. 事故調査中長期計画

1F事故の調査・分析について、「社内事故調査報告書」や「原子力安全改革プラン」、「未解明問題検討」において、事故に関する事実関係の整理や原因分析、教訓の抽出等の調査・分析を行い、適宜安全対策に反映してきた。事故進展の理解深化や発電用原子炉の更なる安全性向上には、現場からの情報の取得が重要であるが、今後の廃炉作業に伴って現場状況が改変する際に適切に現場情報が採取されないと、事故の調査・分析に有用な貴重な情報が失われるおそれがある。そこで、事故調査を計画的かつ主体的に進めていくことを目的として、2021年11月に事故調査中長期計画を策定し、2022年9月には進捗を踏まえた改訂を行った。中長期計画は、事故進展に関連する系統の撤去など事故調査に影響する廃炉作業のステップを元に、社内外の関係者のニーズ等を反映し作成した。計画に基づき2021年度は、今後の原子炉建屋内の調査計画立案に資する情報を取得するための1,2号機原子炉建屋上部階調査や、2号機シールドプラグ内に蓄積している可能性が指摘される大量のCs汚染の推定確度向上のための2号機シールドプラグ穿孔部調査などを実施した。

3. 採取サンプルの分析状況

1F廃炉作業や事故調査に伴い取得される様々なサンプルについては、JAEA/NFD/IRIDと協働して分析を進めている。一例として、1/2号機SGTS配管内部から採取したスミアろ紙から検出されたUを含有する微粒子のTEM像を図に示す。左の粒子は立方晶 UO_2 の周囲にFeが存在する粒子で、蒸気圧の低いZrが含まれないこと等から蒸発・凝縮由来で生成したと推定される。右の粒子は気泡内にMo-Tc-Ru-Rh-Pd金属析出物が見られ、これは通常運転時の燃料にも見られる組織であることから、熔融を経ずに生成した可能性がある。こうした微粒子であっても、その生成プロセスを検討することにより、粒子生成時の環境条件の情報を得ることができ、事故進展の理解や、デブリ性状把握への活用が期待される。

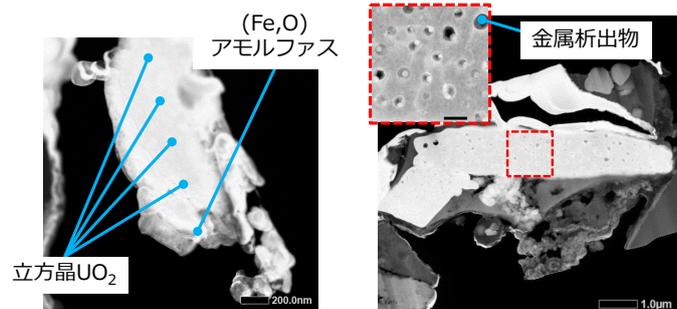


図 蒸発・凝縮により生成したとみられる粒子(左)と通常の燃料組織が残る粒子(右)

こうした微粒子であっても、その生成プロセスを検討することにより、粒子生成時の環境条件の情報を得ることができ、事故進展の理解や、デブリ性状把握への活用が期待される。

5. 謝辞

本発表は、資源エネルギー庁『平成30年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業(燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発)』により実施した研究成果を含みます。

*Shinya Mizokami¹ and Masato Mizokami¹¹Tokyo Electric Power Company Holdings

バックエンド部会セッション

燃料デブリ性状把握・推定技術の開発状況と今後の課題

Progress Status and Future Issues of Development of Analysis and Estimation Technology for Fuel Debris
Characterization

(3) 燃料デブリの分析精度向上と国際共同プロジェクトの状況

(3) Progress Status of Development of Technology for Enhanced Analysis Accuracy of Fuel Debris and International Joint Project

* 小山 真一¹、池内 宏知¹¹ 日本原子力研究開発機構

1. はじめに

性状が不明、かつ分析が容易ではない燃料デブリについて、福島第一原子力発電所(1F)からの着実な取出しに向け、我が国の総力をあげてその特徴を評価できる分析技術・体制の構築が喫緊の課題となっている。

2. 分析精度向上に係る活動の成果とそれを支えるオールジャパン体制

燃料デブリの基本量として重要と考える「形態」、「核種・元素量」、「相状態・分布」、及び「密度等」のうち、「核種・元素量」に焦点をあて、日本核燃料開発株式会社(NFD)、MHI 原子力研究開発株式会社(NDC)、日本原子力研究開発機構(JAEA)に対し、それとは独立した機関(東北大)で調製された模擬燃料デブリを支給し、各分析機関が保有する設備、溶解及び分析技術を用いてその元素組成を評価した(分析精度向上プロジェクト Phase1[1])。ここでは、模擬燃料デブリが具備すべき条件(模擬性、溶解性、製作性・均質性、組成の担保性、遠隔操作性)について、東京電力HDとともに議論し、ウラン(U)を含む酸化物固溶体、ホウ化物、鋼材、コンクリート主成分を含む粉末試料として調製した。この試料を、硝酸法(NDC、JAEA 大洗)、王水・フッ酸法(NFD)及びアルカリ融解法(JAEA 原科研)にて溶解した。その結果、アルカリ融解法以外では不溶解性残渣が観察された。硝酸法では重量溶解率が60%から90%であり、シリコン、鋼材等の難溶性物質が残渣となるが、溶解率の向上に微量フッ酸の添加が有効であることがわかった。王水・フッ酸法はガドリニウム(Gd)が溶解後にフッ酸と沈殿を形成することにより、溶解率がわずかに低下すること(98%)が明らかとなった。また、一連の作業をセル内で実施することによって、遠隔での溶解液のロス防止の工夫、微量試薬の添加作業における適正量の把握に留意する必要があることがわかった。溶解液と不溶解性残渣の分析を通して、各分析機関の分析手法と結果に及ぼす影響を分析機関及び評価機関間で共有した。不確かさ評価手法については、基本的な評価プロセスと因子を抽出・整理し、基本的な考え方に各分析機関での相違がないことを確認した。このように、Phase1では、各分析機関の「核種・元素量」分析値が持つ不確かさを共通の物差しで示すことにより、今後の燃料デブリ分析に必要な分析値・情報の統合において適切な重みをもって評価することが可能となる状態とすること、分析における工夫点の共有の他、各分析機関と評価機関との間で、得られた情報を共有・議論できるオールジャパン体制の基盤を構築することができた。

3. 国際共同プロジェクト

事故進展、燃料デブリ分析に関する国際的な議論の場として、経済協力開発機構/原子力機関のプロジェクト(FACE)が、12か国から23機関の参加を得て2022年7月から開始されている。テーマのひとつとして、廃止措置に向けた燃料デブリ分析技術の構築が挙げられており[2]、分析精度向上プロジェクトで得られた成果を海外機関とも共有し、課題の抽出やさらなる知見の蓄積、廃炉作業への反映を目指す。

4. おわりに

Phase2として、燃料デブリの「形態」、「相状態・分布」、及び「密度等」に焦点をあてた取組をまとめ、分析技術、体制の構築を図り、1F廃炉に向けた燃料デブリの分析・評価を進めていく。

謝辞 本報告は「資源エネルギー庁「令和2年度「廃炉・汚染水対策事業費補助金(燃料デブリの分析精度の向上及び熱挙動の推定のための技術開発)」により実施した研究成果の一部です。

^{*}Shin-ichi Koyama¹、¹Japan Atomic Energy Agency, [1] 燃料デブリの分析精度向上のための技術開発 2020年度成果報告(廃炉・汚染水対策事業費補助金), JAEA-Technology 2022-021, [2] 1Fの廃炉のための技術戦略プラン 2022(原子力損害賠償・廃炉等支援機構)

バックエンド部会セッション

燃料デブリ性状把握・推定技術の開発状況と今後の課題

Progress Status and Future Issues of Development of Analysis and Estimation Technology for Fuel Debris Characterization

(4) 燃料デブリの経年変化特性の推定状況

(4) Progress Status of Development of Estimation Technology for Aging Properties of Fuel Debris

*鈴木 晶大¹, 三浦 祐典¹, 川野 昌平², 藤田 敏之², 浦田 英浩²¹NFD, ²東芝エネルギーシステムズ

チョルノービル原子力発電所事故で生じたガラス質のFCM(Fuel Containing Material)の一部では、時間経過とともに放射性微粒子の発生が報告されており、作業者の内部被ばくや環境への悪影響など管理上の課題となっている。微粒子発生原因としては当初 α 核種による自己照射影響が考えられ、Cmを含んだ模擬材による経年変化試験が行われたが、微粒子化に至る変化は確認できなかった。一方、スリーマイル原子力発電所2号機(TMI-2)の燃料デブリではこのような課題は報告されていない。福島第一原子力発電所(1F)においては、TMI-2 事故で見られたようなU, Zr, Oを主成分とする燃料デブリと共に、1、3号機のペDESTAL床面下部にはコンクリートと熔融燃料が反応したガラス状燃料デブリの存在が考えられている。これら多様な性状を有している1F燃料デブリは物理的/化学的/生物学的要因によって経年変化を発生するが、今後の1F廃炉作業を安全かつ速やかに遂行する観点から、本課題では、現在PCV内で窒素封入されている燃料デブリが、今後のデブリ取出しや移送保管において酸素濃度が増加した環境に置かれた際の化学的経年変化による微粒子発生量の評価を目的とした。

微粒子発生原因として、燃料デブリが含有するマイクロ相の局所的酸化・体積変化によって、多数の亀裂が生じて表層全体が崩壊し、マイクロサイズの微粒子が生じることを考えた。空气中酸化によって体積変化を発生する1F燃料デブリの成分としては二酸化ウランや金属性のZr, Feが挙げられるため、これらのマイクロ相を有する1F燃料デブリの模擬材を9種類作製した。これら模擬燃料デブリに対し、空気雰囲気中や空気平衡水中で約1~50年に相当する加速試験を実施した所、3種類において微粒子が発生した。非ガラス質の模擬燃料デブリのうち、 UO_2 と金属性Zr(O)のマイクロ相を有する模擬燃料デブリの気中加速試験にて、わずかに微粒子が発生した。発生量は10年間相当で数十 $\mu g/cm^2$ 程度であったが、 $1\mu m$ を下回る浮遊しやすい微粒子も観察された。試験後試料の断面観察から、Zr(O)相部分に亀裂が発生し、それが UO_2 相部分に伝播することで、表層全体が崩壊して微粒子を発生していることがわかった。また、ガラス状の模擬燃料デブリのうち、 UO_2 やFeOが析出したガラス状模擬燃料デブリの水中加速試験では、1年間相当で数 mg/cm^2 の微粒子発生を観測した。試験後試料の断面では、 UO_2 析出相部分に亀裂が発生し、ガラス相ではそれが伝播した部分から非常に鋭い割れが生じている様子が観察された。すなわち、亀裂発生原因となる UO_2 やFe析出物とガラス質が隣接していることで微粒子発生量が相乗的に高まることがわかった。

以上から、空气中で保管されてきたTMI-2の燃料デブリにはガラス質が無いために微粒子発生が観測されなかった一方、チョルノービルのFCMは UO_2 析出物とガラス相を含むため微粒子を発生しやすい組織であったと考えられる。また、微粒子化は窒素雰囲気や窒素平衡水中では発生しなかったことから、1Fにおいては、現状の窒素雰囲気中や窒素平衡水中では発生せず、今後の廃炉進捗により酸素濃度を上昇させた際に微粒子発生が開始されると推定される。ウランを含む数 μm 以下の微粒子は、被ばく低減に影響を及ぼす可能性があり、発生の組成範囲や環境範囲を系統的に調べ、実態に即した微粒子発生量の予測に努めていく。

謝辞 本件は、資源エネルギー庁『平成29,30年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金(燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発(燃料デブリの経年変化特性の推定技術の開発))』において、2019~2020年度に実施した研究成果の一部です。

*Akihiro Suzuki¹, Yusuke Miura¹, Shohei Kawano², Toshiyuki Fujita² and Hidehiro Urata²¹NFD, ²Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

バックエンド部会セッション

燃料デブリ性状把握・推定技術の開発状況と今後の課題

Progress Status and Future Issues of Development of Analysis and Estimation Technology for Fuel Debris Characterization

(5) 燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けのための非破壊計測技術の開発状況

(5) Progress Status of Development of Non-Destructive Assay Technologies for Sorting and Segregation of Fuel Debris and Others

*鎌田 正輝^{1,2}, 吉田 拓真^{1,3}, 栗原 賢二^{1,4}, 奥村 啓介^{1,5}¹IRID, ²MHI, ³日立 GE, ⁴東芝エネルギーシステムズ, ⁵JAEA

1. はじめに

福島第一原子力発電所（以下「1F」という）1～3号機の原子炉格納容器から取り出した物の核燃料物質量を推定することにより、燃料デブリと放射性廃棄物に仕分けができれば、取り出しから保管までの作業を合理化することが期待できる。本講演では、仕分けのための非破壊計測技術の開発状況を報告する。

2. 開発状況

2-1. 仕分けシナリオの検討

取り出しから保管までの処理フローを検討し、仕分けの実施場所などが異なる複数の仕分けシナリオ案を検討した。

2-2. 候補技術の選定および計測誤差因子の確認

1Fの燃料デブリは、1～3号機の運転履歴や事故進展の違いにより、性状が多様かつ不均質であることから、燃料デブリの一部を採取したサンプルの破壊分析では代表性を担保できない。そのため、燃料デブリを収納した容器単位で核燃料物質量を推定可能な非破壊計測技術の適用が必要である。そこで、既存の非破壊計測技術の中から仕分けに適用できる可能性のある5つの候補技術を選定した。さらに、各計測技術において計測値に影響する燃料デブリ性状等に関する因子を計測誤差因子として抽出し、放射線挙動シミュレーションにより影響を確認した（表1）。

3. 今後の課題

既存の技術でそのまま適用できるものではなく、優先度の高い課題として、非破壊計測装置概念を構築

し、直接的測定量から核燃料物質量を推定評価する方法の検討が必要である。如何にして計測誤差因子の影響を補正するかが開発の鍵であり、候補技術の中から複数の技術を組み合わせて適用することが想定される。また、現場適用する仕分けシナリオの具体化も必要である。

4. 謝辞

本講演の内容は、『令和2年度開始「廃炉・汚染水対策事業（燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発（燃料デブリと放射性廃棄物の仕分け技術の開発）」』により実施した研究成果の一部です。

表1 計測誤差因子(○:影響大, -:影響小/無)

影響因子	候補技術*				
	a	b	c	d	e
①燃料デブリ組成	○	○	○	○	○
中性子吸収材含有量	○	○	-	-	○
MOX燃料	○	○	○	○	○
②燃焼度	○	○	○	-	○
③FP放出率	-	-	○	○	○
④冷却期間	○	○	○	-	○
⑤水分含有量	○	○	-	-	○
⑥充填率	○	○	○	○	○
⑦偏在	○	○	○	○	○
⑧容器	○	○	○	○	○
⑨照射放射線源	○	-	-	○	-
⑩検出器	○	○	○	○	○

*a:アクティブ中性子法, b:パッシブ中性子法

c:パッシブガンマ線法, d:X線CT法

e:ミュオン散乱法

*Masaki Kamada^{1,2}, Takuma Yoshida^{1,3}, Kenji Kurihara^{1,4} and Keisuke Okumura^{1,5}¹International Research Institute for Nuclear Decommissioning, ²Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., ³Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.,⁴TOSHIBA ENERGY SYSTEM & SOLUTIONS CORPORATION, ⁵Japan Atomic Energy Agency

(Tue. Mar 14, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room I)

[2I_PL06] Discussion

*Kazuyuki Kato¹, All Presenters (1. NDF)

東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃止措置において、燃料デブリの試験的取り出しが迫っている。燃料デブリの性状を把握し、得られた成果を燃料デブリの取り出し、保管・管理等の検討に反映することは重要であるが、燃料デブリは生成過程が不明瞭、組成が不均一、難溶解性核種・核分裂生成物・中性子吸収材を含む等の分析・計測を行う上での課題を有している。これらの課題に対応した代表的な研究開発の進捗状況を紹介し、今後の展開について議論を行う。

Planning Lecture | Over view Report | Research Committee for Mechanistic Evaluation of Critical Heat Flux for Nuclear Reactors[Co-organized by Thermal-Hydraulics Division, Computational Science and Engineering Division]

[2J_PL] Activity report of research committee for mechanistic evaluation of critical heat flux for nuclear reactors

Chair:Tomio Okawa(UEC)

Tue. Mar 14, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room J (13 Bildg.2F 1321)

[2J_PL01] Current status of experimental studies and measurement techniques in pool boiling

*Shinichiro Uesawa¹ (1. JAEA)

[2J_PL02] Experimental investigation on transient critical heat flux in rod bundle

*Takahiro Arai¹ (1. CRIEPI)

[2J_PL03] Challenges to validate two-phase flow and boiling simulation

*Hiroyuki Yoshida¹ (1. JAEA)

[2J_PL04] Discussion about evaluation methods for critical heat flux

*Ayako Ono¹ (1. JAEA)

「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会活動報告
Activity report of research committee for mechanistic evaluation of critical heat flux for nuclear
reactors

(1) プール沸騰における実験研究と計測技術の現状

(1) Current status of experimental studies and measurement techniques in pool boiling

*上澤 伸一郎¹

¹JAEA

1. 緒言

限界熱流束（以下、CHF）の推定は、原子炉熱水力設計における安全評価の最重要項目である。しかしながら、CHFに至る物理過程（以下、CHF発生機構）が完全に明らかにされていないため、軽水炉では、燃料集合体を模擬した大型モックアップ試験により、実機条件でのCHFを計測し、その試験結果に基づいた実験相関式により炉心設計および安全評価が行われている [1]。一方で、CHF発生機構の解明を目指した実験研究や数値解析によるCHF予測手法は日々発展していることから、コストのかかる大型モックアップを削減することを目的とした、機構論的CHF評価手法の開発が期待されている。本報では、プール沸騰におけるCHF発生機構を解明するための実験に着目して、実験におけるCHFのパラメータや計測技術についてレビューをし、その課題について議論する。

2. CHFのパラメータ

CHFの存在は1934年に抜山[2]により発見された。抜山はワイヤーや上向き伝熱面を用いた実験を実施し、水温100°C以下の条件下の熱流束 q と過熱度 ΔT の曲線（以下、沸騰曲線）において、過熱度が12°C程度で熱流束の最大値が得られることを明らかにするとともに、その最大値において、蒸気気泡の発生が激しくなり、気泡がワイヤーや伝熱面表面を覆うことを確認した。その発見からおよそ90年が経とうとしているところではあるが、残念ながら未だCHFの発生機構の解明には至っていない。これは、沸騰現象が伝熱面の濡れ性や粗さなど伝熱面の性状が影響していることに加え、その周囲が蒸気気泡で覆われるため、カメラなどの光学的な計測技術では、伝熱面上の沸騰現象を直接観察することができないためである。また、CHFに影響を与えるパラメータが無数に存在していることが、その解明をさらに難しくしている。

CHFに影響を与えるパラメータとしては、まず液体の物性値（質量密度、粘度、熱伝導率、表面張力、沸点、比熱など）が挙げられる。CHFの代表的な予測式であるKutateladzeの式[3]やZuberの式[4]にそれらの物性値が含まれていることからその重要性を理解することができる。また、それらの式は重力加速度や圧力依存性のある物性値を含むことから、重力や圧力などの沸騰周囲の環境もCHFにとって重要なパラメータとなる。例えば、重力加速度については、Konishi and Mudawar [5]によってレビューされており、微小重力下でのCHFは1 Gよりも低いことが確認されている。圧力については、7 MPa以下の高圧では、圧力の上昇とともにCHFが向上することがSakashita and Ono[6]の実験により示されており、高圧での水のCHFを推定するためには、圧力による伝熱面の濡れ性の変化を考慮する必要があると述べられている[7]。

濡れ性や粗さなどの伝熱面のマイクロスケールの構造についても様々な研究が行われており、一般に、伝熱面が濡れやすい条件下では、CHFは向上することが知られている[8, 9]。粗さについても、例えばKim, J.らの実験研究[10]によれば、粗さの増加に伴い毛細管効果が促進されることによりCHFが向上すると述べられている。また、熱容量、密度、熱伝導率などの伝熱面の材料特性やその形状もCHFに影響を与えると考えられる。さらに、重力が影響することから伝熱面の向きも考慮しなければならない[5]。このように、CHF発生機構は様々な要因の影響を受ける。そのため、実験においてはそれらの要因を極力明らかにした上で行うか、

*Shinichiro Uesawa¹

¹Japan Atomic Energy Agency

特定の要因が CHF 発生機構に与える影響を把握するために、他の要因を固定した上でその要因をパラメータとして実験が行われる。

3. 計測技術

1934年の抜山の研究では、計測対象は伝熱面温度や熱流束で、熱電対による計測が主であった[2]が、近年では計測技術の発展に伴い、高速ビデオカメラによるより鮮明な沸騰挙動の撮影や、沸騰気泡周りの液体の流動場計測[11]や温度場計測[12, 13]が可能になってきた。特に、伝熱面の温度や熱流束については赤外線カメラを用いた2次元計測が行われるようになってきており、伝熱面温度分布を高解像度かつ高時間分解能で取得できるようになってきている[14]。そのため、CHF条件下での温度分布の動的変化も捉えられるようになってきた[15]。さらに近年の研究では、蒸気泡下部の液膜が乾ききり、伝熱面上に液体が存在しない領域(以下、乾燥領域)が発生することが実験より明らかにされている。熱流束の増加とともに、その乾燥領域の伝熱面上に占める割合が増加することから、乾燥領域がCHF発生機構のキーワードの一つとなっている。そのため、伝熱面上の温度分布に加えて乾燥領域の2次元計測も盛んに行われきている。過去の研究では、Ono and Sakashita [16]はコンダクタンスプローブで、井出ら[17]は光学プローブで乾燥領域の計測を実施している。プローブによる計測は点測定であるが、3次元トラバース装置を用いることにより2次元分布を得ている。近年では、酸化インジウムスズ(以下、ITO)フィルムをコーティングしたサファイアまたはガラスで製作された透明な伝熱面を用いて、乾燥領域の動的挙動を高速ビデオカメラで観察している研究が多い[9, 18-22]。さらに、乾燥領域分布の観察に加えて、伝熱面上の温度分布や熱流束分布も同時に計測している研究も行われており、温度分布、熱流束分布、乾燥領域分布の相関について議論することが可能になってきている[23-25]。

4. 近年の計測技術に基づくCHF発生機構

これまで、CHFの発生機構[26]として、流体力学的不安定モデル[4]、マクロ液膜蒸発モデル[27]、dry patch model[28]などが提案されてきたが、近年の実験研究によれば、乾燥領域の伝熱面上における占有率の増加がCHFに関連していることが示されている。特に、CHF近傍においてはその乾燥領域が収縮と拡大を繰り返し、CHF時にはその拡大が不可逆的となり伝熱面全体に広がっていくことにより伝熱劣化が起きることが大気圧下飽和水の実験から明らかにされている[21, 24, 25]。この乾燥領域の不可逆的な拡大が開始するときの乾燥領域の伝熱面温度は130°Cから140°C程度であり、液滴-高温固体における伝熱現象であるLeidenfrost現象における濡れ限界温度[29]と同様であることは興味深い。また、乾燥領域の不可逆的な拡大の力学については、乾燥領域の輪郭上で激しい沸騰が起き、乾燥領域に向かう水の流れを阻害することにより、乾燥領域が広がっていくと考えられている[22, 25]。このような乾燥領域の不可逆的な拡大は、サファイアやITOフィルム、シリコンウエハを伝熱面に用いた場合に対して計測されているが、金属薄膜にもおいても乾燥領域と考えられる高温領域の不可逆的な拡大が赤外線カメラにより計測されており[15]、金属に対しても同様な現象がCHFにて起きていると考えられる。

5. 結言

CHFの発生機構を明らかにするために、赤外線カメラを用いた伝熱面の温度・熱流束の2次元分布計測や透明伝熱面を用いた乾燥領域分布の可視化計測など様々な計測技術が開発されてきた。それらの計測から、伝熱面上の乾燥領域の発生、拡大がCHFを決めていると考えられる。しかしながら、乾燥領域の不可逆的な拡大の物理的メカニズムについては多くの研究で検討されている段階であり、定量的なCHF予測には至っていない。

原子炉熱水力設計におけるCHF評価の観点から考えると、高圧条件下、高サブクール条件下における、CHF近傍での伝熱面の温度分布や乾燥領域分布の計測は十分に行われているとは言えず、上記のような乾燥領域の不可逆的な拡大が高圧条件下や高サブクール条件下でも同様に起きるかは明らかにされていない。そのため、原子炉熱水力設計における機構論に基づいたCHF評価手法を開発するためには、高圧や高サブクール条件下における伝熱面の温度分布や乾燥領域分布の詳細な基礎データを得るための計測が今後必要になると考えられる。

参考文献

[1] 大川, 淀, 成島, 高野, 原子炉における機構論的限界熱流束評価技術の確立に向けて Part 1: 軽水炉燃料における現在

の限界熱流束予測手法と課題, 日本原子力学会誌 ATOMO Σ, 63(12), pp. 815-819, 2021.

[2] 抜山, 金属面と沸騰水との間の傳達熱の極大値並に極小値決定の實驗. 機械學會誌, 37(206), pp. 367-374, 1934.

[3] Kutateladze, S. S., Hydromechanical Model of Boiling Liquid Heat Transfer under Free Convection, Zh. Tekh. Fiz., 20(11), pp. 1389-1392, 1950.

[4] Zuber, N., Hydrodynamic Aspect of Boiling Heat Transfer (thesis), USAEC Report, AECU-4439, Los Angeles, CA, USA, 1959.

[5] Konishi, C. and Mudawar, I., Review of Flow Boiling and Critical Heat Flux in Microgravity, Int. J. Heat Mass Transf., 80, pp. 469-493, 2015.

[6] Sakashita, H. and Ono, A., Boiling Behaviors and Critical Heat Flux on a Horizontal Plate in Saturated Pool Boiling of Water at High Pressures, Int. J. Heat Mass Transf., 52, pp. 744-750, 2009.

[7] Sakashita, H., Critical Heat Flux on a Vertical Surface in Saturated Pool Boiling at High Pressures, J. Therm. Sci. Technol., 11(2), pp. JTST0020-JTST0020, 2016.

[8] Kandlikar, S. G., A Theoretical Model to Predict Pool Boiling CHF Incorporating Effects of Contact Angle and Orientation, J. Heat Transf., 123(6), pp. 1071-1079, 2001.

[9] Kim, H. and Kim, D. E., Effects of Surface Wettability on Pool Boiling Process: Dynamic and Thermal Behaviors of Dry Spots and Relevant Critical Heat Flux Triggering Mechanism, Int. J. Heat Mass Transf., 180, pp. 121762, 2021.

[10] Kim, J., et al., Effect of Surface Roughness on Pool Boiling Heat Transfer at a Heated Surface Having Moderate Wettability, Int. J. Heat Mass Transf., 101, pp. 992-1002, 2016.

[11] 伊藤, 刀塚, 齊藤, 気泡微細化沸騰における流れ場の PIV 計測, 日本機械学会論文集, 83(847), pp. 16-00428-00416-00428, 2017.

[12] Yabuki, T., Hamaguchi, T. and Nakabeppu, O., Interferometric Measurement of the Liquid-Phase Temperature Field around an Isolated Boiling Bubble, J. Therm. Sci. Technol., 7(3), pp. 463-474, 2012.

[13] Tange, M., Kuribayashi, K. and Abdelghany, A., Temperature Measurement around Multiple Boiling Bubbles in a Confined Space Using Two-color Laser-induced Fluorescence," J. Therm. Sci. Technol., 16(1), pp. JTST0005-JTST0005, 2021.

[14] Tanaka, T., Miyazaki, K. and Yabuki, T., Observation of Heat Transfer Mechanisms in Saturated Pool Boiling of Water by High-speed Infrared Thermometry, Int. J. Heat Mass Transf., 170, pp. 121006, 2021.

[15] 上澤, 小泉, 柴田, 吉田, 析出物を伴う懸濁液プール核沸騰熱伝達に関する研究, 日本伝熱学会論文集, 25(2), pp. 17-26, 2017.

[16] Ono, A. and Sakashita, H., Measurement of Surface Dryout near Heating Surface at High Heat Fluxes in Subcooled Pool Boiling, Int. J. Heat Mass Transf., 52(3), pp. 814-821, 2009.

[17] 井出, 鴨志田, 弓座, CHF 付近における蒸気塊底部の液層構造, 日本伝熱学会論文集, 15(1), pp. 15-22, 2007.

[18] Chung, H. J. and No, H. C., Simultaneous Visualization of Dry Spots and Bubbles for Pool Boiling of R-113 on a Horizontal Heater, Int. J. Heat Mass Transf., 46(12), pp. 2239-2251, 2003.

[19] Nishio, S. and Tanaka, H., Visualization of Boiling Structures in High Heat-Flux Pool-boiling, Int. J. Heat Mass Transf., 47(21), pp. 4559-4568, 2004.

[20] Chu, I.-C., No, H. C. and Song, C.-H., Visualization of Boiling Structure and Critical Heat Flux Phenomenon for a Narrow Heating Surface in a Horizontal Pool of Saturated Water, Int. J. Heat Mass Transf., 62, pp. 142-152, 2013.

[21] Chu, I.-C., No, H. C., Song, C.-H. and Euh, D. J., Observation of critical heat flux mechanism in horizontal pool boiling of saturated water, Nucl. Eng. Design 279, pp. 189-199, 2014.

[22] Kim, D. E. and Park, J., Experimental Study of Critical Heat Flux in Pool Boiling Using Visible-ray Optics, Int. J. Heat Mass Transf., 169, pp. 120937, 2021.

[23] Gerardi, C., Buongiorno, J., Hu, L. and McKrell, T., Study of Bubble Growth in Water Pool Boiling through Synchronized Infrared Thermometry and High-speed Video, Int. J. Heat Mass Transf., 53(19), pp. 4185-4192, 2010.

[24] Kim, D. E., Song, J. and Kim, H., Simultaneous Observation of Dynamics and Thermal Evolution of Irreversible Dry Spot at Critical Heat Flux in Pool Boiling, Int. J. Heat Mass Transf., 99, pp. 409-424, 2016.

[25] Jung, S. and Kim, H. Observation of the Mechanism Triggering Critical Heat Flux in Pool Boiling of Saturated Water under

Atmospheric Pressure, *Int. J. Heat Mass Transf.*, 128, pp. 229-238, 2019.

[26] 小泉ら, 特集: 相変化する、ということ, 日本伝熱学会誌 伝熱, 49(209), pp. 30-69, 2010.

[27] Haramura, Y. and Katto, Y, A New Hydrodynamic Model of Critical Heat Flux, Applicable Widely to Both Pool and Forced Convection Boiling on Submerged Bodies in Saturated Liquids." *Int. J. Heat Mass Transf.* 26(3), pp. 389-399, 1983.

[28] Choi, J. Y., No, H. C. and Kim, J., Development of a Dry Patch Model for Critical Heat Flux Prediction." *Int. J. Heat Mass Transf.* 100, pp. 386-395, 2016.

[29] 日高, 山下, 高田, 濡れ限界温度に及ぼす接触角の影響, 日本機械学会論文集 B 編, 71(709), pp. 2309-2315, 2005.

「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会活動報告
Activity report of research committee for mechanistic evaluation of critical heat flux for nuclear reactors

(2) 燃料集合体における非定常限界熱流束の実験研究

(2) Experimental investigation on transient critical heat flux in rod bundle

*新井 崇洋¹

¹電力中央研究所

1. 緒言

限界熱流束（CHF）は、伝熱面の乾燥による伝熱性能の低下に関わるため、軽水炉等の熱水力設計にとって重要である。一般に、CHFは流路体系や流動条件に依存するため、対象機器を実験的に模擬した沸騰実験によってCHFデータを取得し、CHF相関式が構築されてきた。しかしながら、異なる体系への外挿性や拡張性、そして定常状態でのCHFだけでなく事故時などで想定される非定常状態でのCHFを適切に予測する上で、非定常CHF実験の知見拡充、そして実験根拠に基づく機構論的なCHF予測手法の構築が期待されている。本報では、軽水炉の燃料集合体における非定常CHF実験の進展と現状を示すとともに、近年実施されている反応度投入事故（RIA）を想定した急速発熱時の非定常CHF実験について紹介する。

2. 非定常CHF実験の進展と現状

軽水炉の燃料集合体における熱水力挙動を対象とする場合、運転時の異常な過渡変化や事故を想定した非定常CHF実験は、出力過渡、流量過渡、圧力過渡、そして複合過渡（流量と出力あるいは流量と圧力といった複数パラメータの過渡変化）に大別される。代表的な実験として、国内では原子力発電技術機構（NUPEC）の燃料集合体信頼性実証試験があり、設置許可申請で対象となる運転時の異常な過渡変化を想定した非定常限界出力試験が実機模擬燃料集合体を用いて実施されている。単一パラメータの過渡として、PWRでは実機14×14型燃料集合体を部分模擬した5×5バンドル試験体を用いて出力上昇事象（出力運転中の制御棒クラスターバンクの異常な引き抜き）及び流量減少事象（一次冷却材流量の部分喪失）などを模擬した許認可ベース過渡試験[1],[2]、そしてBWRでは実機9×9燃料（A型）及び9×9燃料（B型）を模擬したフルバンドル試験体を用いて出力上昇事象（発電機負荷遮断バイパス弁不動作）及び流量減少事象（再循環ポンプトリップ）を模擬した許認可ベース過渡試験[3]の知見が得られている。圧力過渡としては、例えば21本バンドルを用いた出口破断条件でのブローダウン試験が実施され、減圧過渡時のCHFが得られている[4]。複合過渡としては、例えばPWRの運転時の異常な過渡変化を対象に7本バンドルを用いて出力上昇と流量減少の複合過渡試験が実施された[5]。これらの実験根拠に基づき、運転時の異常な過渡変化に対するCHF相関式の妥当性が確認されている。

近年、安全性に優れた次世代原子炉開発のひとつとして浮体式原子力発電（OFNP）が産業力競争懇談会（COCN）において検討されている[6]。OFNPは特定の炉型に拘らず様々な炉を設置可能なプラットフォームである。OFNPにBWRを設置する場合、洋上での揺動に伴う加速度及び流量の変動が燃料集合体内のボイド挙動やCHFに影響する可能性を確認するため、核熱水力動特性計算による感度解析等の検討が進められている。非定常CHF特性は評価体系や事象シナリオにも依存するため、システム成立性検証という観点で、実験的な知見の拡充は今後も必要になると考える。

3. 急速発熱時の非定常CHF実験

出力過渡を考える場合、RIAは重要な事象の一つである。実機の燃料設計において、RIA時の燃料エンタルピの最適評価にむけて三次元最適評価手法の導入やボイド反応度フィードバックの導入が議論

されつつある。急速発熱時の非定常 CHF 実験の既往実験研究は多数存在するが、試験体系や流動条件に依存するため、燃料集合体のようなバンドル体系に適用可能な実験根拠が十分ではない。そのため、バンドル体系での非定常 CHF 実験の知見拡充が必要とされている。

上記の課題をふまえて、RIA 時の非定常 CHF 特性及びボイド挙動を解明することを目的として、低温時及び高温待機時の RIA を想定した流動条件下での非定常 CHF 実験が実施された[7],[8]。高温待機時 RIA 模擬時のバンドル試験部概略図を図 1 に示す。BWR 燃料集合体を部分模擬して模擬燃料棒（以下、ロッド）を正方格子状に配置した 3×3 バンドルであり、有効発熱長 310 mm を直接通電によってジュール発熱させた。バンドル出力分布は、軸方向及び径方向共に一様である。急速発熱時のボイド挙動は、ワイヤ電極をロッドギャップへ正方格子状に実装したボイドセンサを用いて計測した。ボイドセンサの概略図を図 2 に示す。高さ方向に 2 mm 離れたワイヤ電極が交差する近接点での導電率変化から局所ボイド率を算出する。ボイドセンサは有効発熱部に複数断面設置し、1 断面あたり 12 箇所の局所ボイド率を 1600 断面/s で計測した。RIA 時の被覆管表面熱流束変化の時間スケールを考慮して、本実験では出力の立ち上がり時間 0.2 s、最大出力の保持時間 0.5 s の後に即時出力停止する出力履歴とした。実験条件は、入口サブクール度及び入口流速を主なパラメータとして、試験圧力は冷温停止を模擬した場合の大気圧から高温待機を模擬した最大 7.2 MPa までを対象とした。

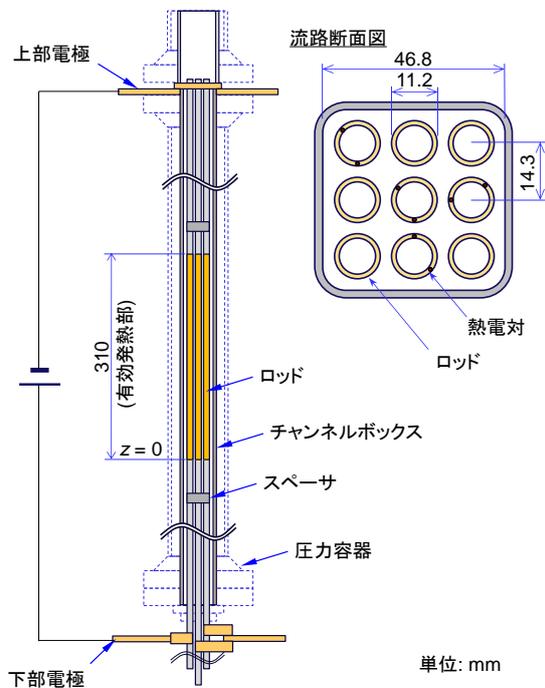


図 1 バンドル試験部概略図

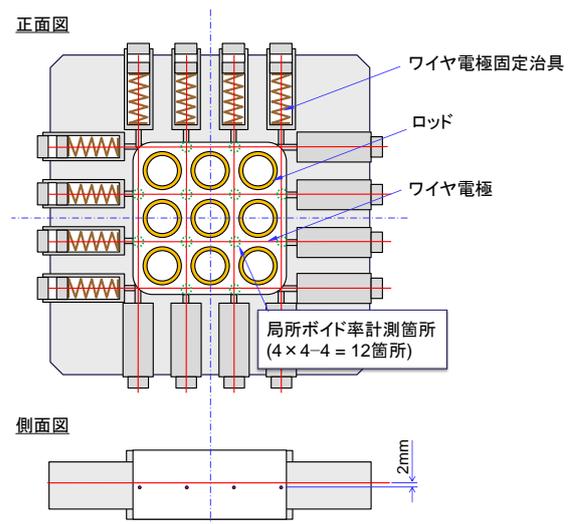


図 2 ボイドセンサ概略図

急速発熱時の最大出力を上昇させたときの発熱部上端付近のロッド温度計測結果を図 3 に示す。出力が小さい場合、発熱時にロッド温度は上昇するが、発熱停止後速やかに低下した。最大出力を段階的に上昇させた場合、 $Q_{max} = 194 \text{ kW}$ では発熱中にロッド温度がさらに急上昇した。このように、最大出力の増大に伴いロッド最高温度が上昇し、ある時点で急激な上昇による変曲点を迎えることから、このときの表面熱流束を過渡 CHF と定義した。高温待機時 RIA を模擬した実験で得られた過渡 CHF に対する圧力及び入口流速の影響を図 4 に示す。入口流速の増大に伴い CHF が増大し、圧力 3~5 MPa で極大となる結果を得た。また、CHF 近傍でのボイド挙動を併せて計測したことにより、ボイド率の時間変化、ボイドの初生時刻や発熱停止後の凝縮に伴うボイドの消滅時刻など、RIA 解析コードのボイド反応度フィードバック効果の妥当性確認に活用できる知見を得た。

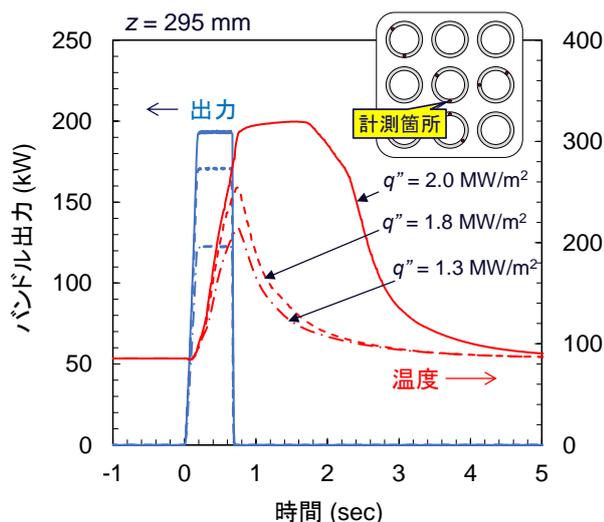


図3 急速発熱時のロッド温度上昇

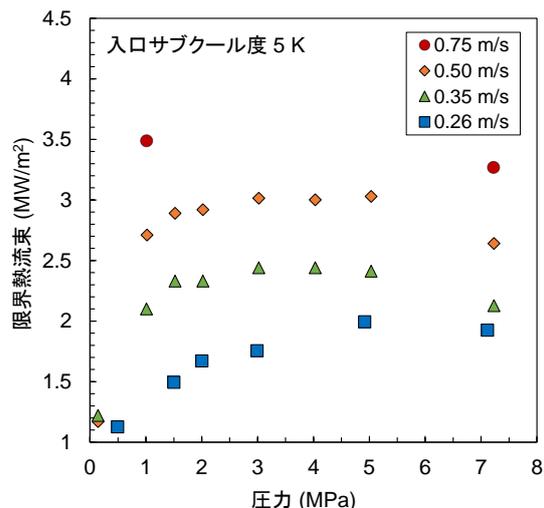


図4 非定常 CHF に対する圧力及び入口流速の影響

4. 結言

軽水炉の燃料集合体の熱水力設計では、定常状態での限界熱流束（CHF）だけでなく、運転時の異常な過渡変化や事故時などの過渡事象での非定常 CHF についても考慮が必要である。燃料集合体における過渡事象を出力、流量、圧力、及び複合的な過渡変化に分類して既存の実験研究を紹介した。また、急速な発熱を伴う出力過渡である反応度投入事故を想定した非定常 CHF 実験が近年実施されており、従来の発熱細線や発熱円管だけでなく発熱バンドル体系での実験データの知見拡充が進められている。三次元最適評価手法の導入やボイド反応度フィードバックの導入にむけて、機構論モデルを志向したより汎用的な CHF 相関式へのアプローチが期待される。

参考文献

- [1] 原子力発電技術機構「平成 13 年度燃料集合体信頼性実証に関する報告書（燃料集合体過渡時熱伝達試験 総合評価編）」（2002）.
- [2] 原子力発電技術機構「平成 13 年度燃料集合体信頼性実証に関する報告書（燃料集合体過渡時熱伝達試験編）」（2002）.
- [3] 原子力発電技術機構「平成 12 年度燃料集合体信頼性実証試験に関する報告書（BWR 新型燃料集合体熱水力試験編）」（2001）.
- [4] Cermak, J.O. et al., “The DNB in rod bundles during pressure blowdown,” J. Heat Transfer, vol. 92, (1970), pp. 621.
- [5] Iwamura, T. et al., “Critical heat flux experiments under steady-state and transient conditions and visualization of CHF phenomenon with neutron radiography,” Nuclear Engineering and Design, vol. 149, (1994), pp. 195–206.
- [6] 産業競争力懇談会「浮体式原子力発電研究会 2020 年度最終報告」（2022）.
- [7] 新井崇洋ら「RIA 時の沸騰遷移に関する研究（低温時 RIA）（2）大気圧下における急速発熱時の 3×3 バンドル過渡限界熱流束」日本原子力学会 2017 年秋の大会予稿集, 1C16 (2017).
- [8] 新井崇洋ら「RIA 時の沸騰遷移に関する研究（高温待機時 RIA）（6）高圧条件下における急速発熱時の 3×3 バンドル過渡限界熱流束」日本原子力学会 2019 年秋の大会予稿集, 1G09 (2019).

*Takahiro Arai¹¹Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)

「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会活動報告
Activity report of research committee for mechanistic evaluation of critical heat flux for nuclear reactors

(3) 二相流・沸騰解析における妥当性確認について

(3) Challenges to validate two-phase flow and boiling simulation

*吉田 啓之¹

¹JAEA

1. はじめに

「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会では、実機における限界熱流束評価や機構論に基づいた限界熱流束予測モデルについてレビューを行うとともに、最新の解析技術と機構論的な CHF 予測モデルを組み合わせた、汎用性が高い CHF 評価手法の提案と、その手法を確立のための課題について検討した。本報では、これらの検討の過程などで議論された、二相流・沸騰解析における妥当性確認について述べる。

2. 妥当性確認について

ここでは、数値シミュレーションの分野において広く使われるようになった、V&V (Verification & Validation) を、妥当性確認と同義であるとしている。以下、V&V についての説明から始め、二相流・沸騰解析に関する説明へと展開する。

2-1 V&V について

ここで考える V&V の定義・意味は以下の通り[1]。

・ Verification

対象が仕様・設計・計画等の要求事項を満たしているかに関する確認。基礎式、モデル等が正しくプログラムに実装されているか、正しく解かれるかを確認すること。モデル等が実装されたサブルーチン等が正しい解を与えることの確認から、理論解や少数の基礎式・モデルが影響する基礎実験などとの比較までを含む。

・ Validation

対象の機能や性能が本来意図された用途や目的に適っているか、実用上の有効性があるかについての評価。課題として設定した問題に対して、必要とされる解が与えられることを確認すること。設定した対象、何を必要とするかによって実施方法が変わる。ここでは、対象を模擬した実験・数値シミュレーションから得られたデータと比較する。従って、選択された対象ごとに、妥当性確認の実施方法等を検討する必要がある。従って、Validation については、何を対象とするか、どのような情報を与えるかにより実施内容が異なる。このため、必要とする者、組織（一般にユーザー）が個別に確認する必要がある。

2-2 CFD における V&V の現状

二相流・沸騰解析について述べる前に、同様に熱流動解析である单相流 CFD (Computational Fluid Dynamics) について概観する。一般の单相流 CFD において、数値シミュレーションの結果としては、速度場、温度場、圧力場が得られる。圧力場については、実験での取得が難しく、壁面での値等に評価は限定される。单相流 CFD の V&V は、米国機械学会において、標準[2]として制定されており、方法論としてはある程度確立していると判断できる。ただし、上述のように何を対象とするか、どのような情報を得るのか等により、必要とする者が妥当性を確認する必要がある。また、不確かさが明らかな実験データが必要となる場合があるが、CFD に対応した実験データは多くの場合に存在せず、Validation を実施する上での課題である。

2-3. 二相流・沸騰に対する数値シミュレーションの妥当性確認について

相間の界面（以下、界面）は、二相流中の気泡、液滴や液膜を構成しており、これらは多様なサイズを有している。また界面には表面張力が働き、流れ場と相互に影響を与え合う。従って、二相流については、多

様なスケールの効果が現象に含まれること、界面の挙動が現象に大きな影響を与えるため、界面の挙動を表現する、界面の大きさや形状等に関連する情報が必要となり、単相流 CFD と比較してより複雑となる。

二相流・沸騰に対する数値シミュレーションの結果としては、単相流 CFD での速度場、温度場、圧力場に加え、界面の大きさや形状等に関連する情報が与えられる。2.2 で述べたように、圧力場については実験での取得が難しいこと、沸騰を伴う二相流の場合、温度場は飽和温度でほぼ一定であることから、実験データとの主な比較対象としては、速度場及び界面の大きさや形状等に関連する情報となる。

「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会における機構論的限界熱流束評価手法の検討[3]においては、サブチャンネル解析、巨視的二相流解析及び微視的二相流解析と分類し、二相流・沸騰に対する数値シミュレーション手法を検討した。このうち、サブチャンネル解析と巨視的二相流解析では、界面に関連する情報として気相の体積割合の統計平均値であるボイド率を用いるなど、統計平均値に対してシミュレーションが行われる。一方、微視的二相流解析においては、界面の挙動を含め瞬時値を取り扱っており、例えば、この一例である VOF 法では、界面に関連する情報として液相の体積割合の瞬時値 (VOF 値) が用いられる。統計平均値あるいは瞬時値の違いに加え、各々の手法で用いる (空間) 解像度が異なっている。界面に関連する情報として、これらをまとめて表 1 に示す。統計的に変化する瞬時値を数値シミュレーションで得る場合、実験と全く同じ状況を実現することは困難なため、瞬時値から得られる何らかの統計量を比較することになる。統計平均値が得られる場合については、定常状態を対象とする場合は時間平均値を実験結果から得ることで対応できるが、非定常状態を対象とする場合は、瞬時値を統計平均する必要がある。

二相流・沸騰に対する数値シミュレーションの妥当性確認に対する課題の一つとしては、速度場及び界面の大きさや形状等に関連する情報を実験による取得することが挙げられる。単相流に対しては適用できる可視化による速度場の取得は、界面での光の反射・屈折により二相流に対する速度場の取得への適用が難しい。また、ボイド率や VOF 値の計測についても、特に高圧条件や沸騰条件での手法が確立されていない。また、二相流・沸騰のシミュレーションの V&V については、ASME の標準などのような方法論が確立されていないことも課題である。上述のように、対象と得るべき情報により、Validation で対象とするデータは異なる。従って、情報を得るための数値シミュレーション手法、得る情報と関連した実験結果を与える計測手法、及びそれらに関連付ける V&V の方法論が整合することで、初めて数値シミュレーションの妥当性確認を行うことが可能となることに留意し、研究開発を進めることが求められる。

表 1 二相流・沸騰に対する数値シミュレーション手法の比較

	サブチャンネル解析	巨視的二相流解析	微視的二相流解析
界面に関連する情報	✓ ボイド率	✓ ボイド率	✓ 気相・液相の体積割合 (瞬時値) ✓ 界面の形状、大きさ
解像度	サブチャンネルサイズと同等	サブチャンネル以下 (一般に 1mm 以下)	解析対象により異なるが、現実的には数十～数百 μm

3. まとめ

ここでは、数値シミュレーションにおける V&V の概説から、二相流・沸騰解析における妥当性確認について述べた。機構論的限界熱流束予測評価手法では、蒸気泡の大きさや速さなどの瞬時局所的な情報が必要とされる。従って、数値解析手法としてボイド率を扱うサブチャンネル解析や巨視的二相流解析を用いた場合でも、CHF 判定手法の妥当性確認において瞬時局所的な気液データが求められる。また、このような情報を取得できる計測手法の確立とともに、妥当性確認についての方法論を考えることも求められている。

参考文献 [1] シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015 (AESJ-SC-A008：2015). [2] Standard for Verification and Validation in Computational Fluid Dynamics and Heat Transfer VV 20 - 2009(R2021). [3] 小野、日本原子力学会 2023 年春の年会、2J_PL04 (2023)

* Hiroyuki Yoshidai¹

¹JAEA

「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会活動報告
Activity report of research committee for mechanistic evaluation of critical heat flux for nuclear reactors

(4) 機構論的限界熱流束評価手法の検討結果について

(4) Discussion about evaluation methods for critical heat flux

*小野 綾子¹

¹JAEA

1. はじめに

「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会では、実機における限界熱流束（Critical Heat Flux: 以下、CHF）評価や基礎的な研究として行われている機構論に基づいた理論的な CHF 予測モデルについてレビューを行った。実機の評価は、すでに安全評価等によって用いられている解析コードと実験相関式の組合せで行われている。一方で、機構論に基づいた CHF 予測モデルが研究されてはいるが、実機の安全評価への適用は課題が多い。本報では、最新の解析技術と機構論的な CHF 予測モデルを組み合わせた、汎用性が高い CHF 評価手法の提案と、その手法を確立し実機へ適用するための課題について検討した結果について報告する。これは、今後の CHF 研究において注力すべき研究課題を明確にすることを目的としている。

2. 検討の方法

検討においては、解析手法と CHF 判定手法の組合せによる評価手法の課題出しの議論を促進するために、いくつかの評価項目・評価軸を設定して定量的なスコアをつけることで、議論を可視化することを目指した。このような手法はあまり前例がなく挑戦的であり、評価項目や評価軸の設定については見直しの余地があるが、議論を促進させるための有効な手法である。検討においては、CHF の異なる 2 つの発生メカニズムである PWR 型と BWR 型の双方について評価手法の検討を行ったが、今回の報告では PWR 型の CHF（DNB 型）について議論した結果を示す。

2-1. 検討する評価手法と評価軸

検討する機構論的 CHF 評価手法は、コンピュータを用いた数値解析手法と CHF 判定手法を組み合わせることを考える。組合せのイメージを図 1 に示す。ここでは、数値解析で燃料集合体内の複雑な流動挙動をシミュレーションし、CHF の判定法に対して必要な物理量を与えることで、CHF を予測することを考える。数値解析手法として、1次元解析手法、サブチャンネル解析手法、二流体モデル等により二相流解析を行う「巨視的二相流解析手法」、界面追跡等に基づき二相流解析を行う「微視的二相流解析手法」を、代表的な解析手法として選定した。これまでに、数多くの CHF 判定法が提案されているが、数値解析手法と相性のよいものを大まかに分類分けし、実験相関式（W-3 式[1]、MIRC-1 相関式[2]、NFI-1 相関式[3]等）、気泡充満型のモデル（Weisman&Pei[4]等）、液膜底層ドライアウト型のモデル（Lee&Mudawwar[5]、Celata[6]、Katto[7]、Liu[8]等）を選定した。これらの解析手法と判定手法の組合せについて、原子炉の CHF を機構論的に予測する上で、「既存炉への適合性」、「開発要素」、「機構論による拡張性」の観点で評価軸を設定し、各評価手法の課題を可視化した。なお、「開発要素」は、未開発で課題があるほど、高得点となるようにした。「既存炉適合性」は、現状の手法を組合せて既存炉を対象とした評価をする際に、利便性が高い・既存炉の運転範囲をカバーするようなものであるほど、高得点となる。「機構論による拡張性」は、評価手法がメカニズムに基づいて、新規燃料および新型炉設計への拡張性があるかという観点で評価した。これは特に、本委員会の趣旨よ

*Ayako Ono
JAEA

り、新型燃料や新型炉への最適評価・最適設計に際して、チューニングパラメータや実験相関式を得るためのモックアップ試験を削減することができるような機構論に基づいた評価手法を洗い出すために設定した。

図2(a) および(b) に示すように、横軸に「機構論による拡充性」、縦軸に「既存炉適合性」、「開発要素」をそれぞれ設定して、2次元分布上で各評価手法の位置づけを可視化する。例えば、図2(a) に示すように「既存炉適合性」に対して「機構論による拡充性」で示した図では、①の領域に分布する評価手法は、既存炉の評価はできるが、新型炉や新型燃料の設計には用いることができない手法であることがわかる。また、②の領域であれば、既存炉の評価は難しいが拡張性があることから、今後適合性を向上させ③の領域へ移行させるための課題の検討ができる。このように、この図を参考にすることでより深い考察が期待できる。一方、図2(b)に示すように「開発要素」に対して④の領域に分布している場合、今後の開発課題は多くはないが、完成しても新型炉や新型燃料の設計へ拡張することは難しい等の考察ができる。⑤の領域に分布している場合は、実現性があり機構論による拡充性も高いため、新型炉や新型燃料設計に役立つ可能性があると考えられる。⑥の領域に分布している場合、拡張性の高い評価手法であるが、多くの解決すべき課題がある。

まずは、CHF の判定手法について、適用範囲、成熟度、機構論による拡張性の観点で評価を行い、別途、解析手法について、適用範囲、成熟度、機構論による拡張性の他、計算コストの項目で評価を行った。そのうえで、CHF の判定手法および解析手法を組み合わせた CHF 評価手法について、適用範囲、計算コスト、精度、需要、成熟度、確立見込みについて、評価基準を与え総合評価を行った。総合評価結果を吟味する上で、先の詳細なスコア付けに立ち戻ること、ボトルネックとなる課題に立ち返って検討ができる。Excel による評価シートを作成し、委員間で議論することで定量的なスコアを決定した。なお、評価基準や定量化したスコアは、主観に基づく委員間での議論によるものであり、今後、再考の余地があることを付す。

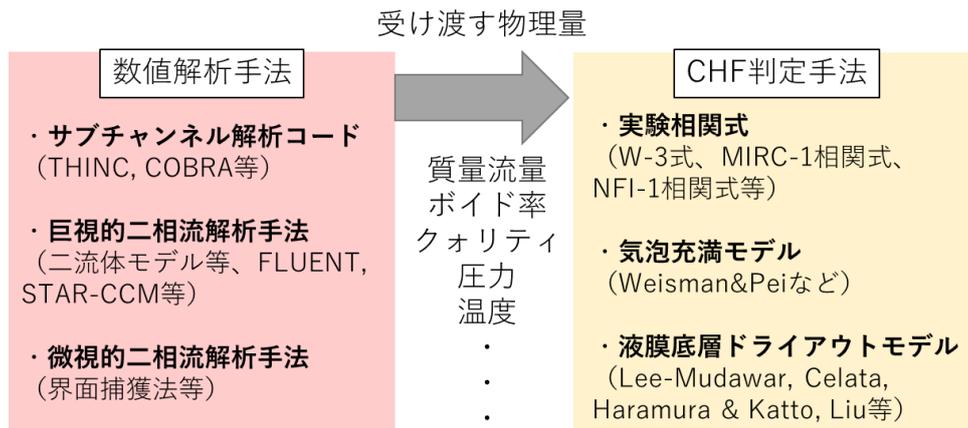


図1 CHF 判定手法と数値解析手法を組合わせた CHF 評価手法

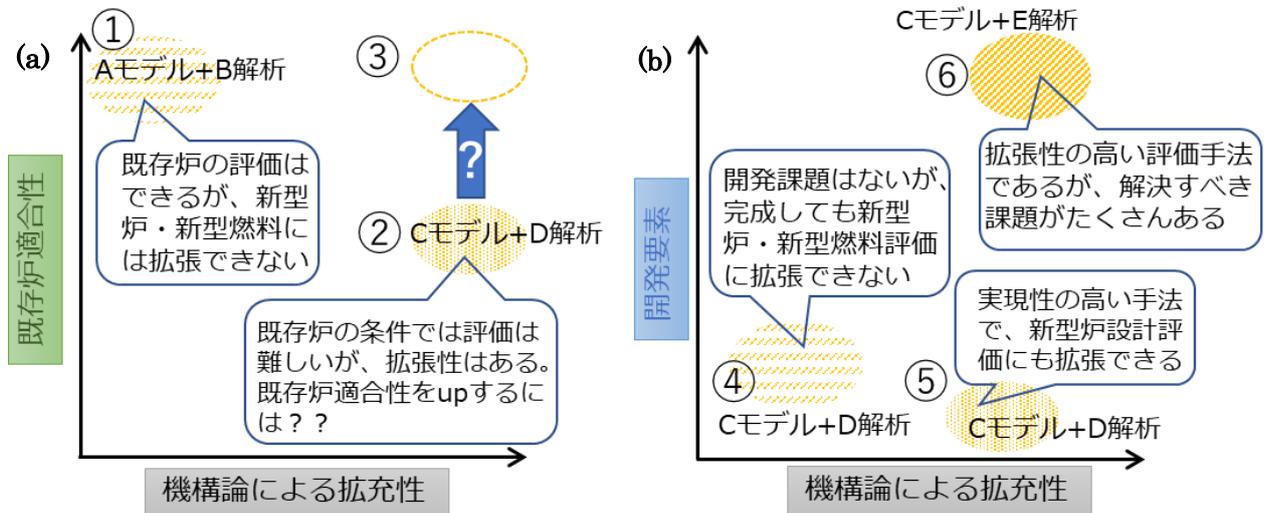


図2 組合わせた評価手法の評価マップ

2-2. 検討結果

図3(a)および(b)に、それぞれのCHF判定手法と数値解析手法を組合せによるCHF評価手法に対する総合評価結果をまとめた。グラフ中のプロット内に記載された番号は表1で示した手法の組合せを示す。

2-2-1. 実験相関式を用いた場合の既存炉適合性と今後の拡張性

図3(a)は、各手法の既存炉適合性と機構論度の関係を示している。CHFの判定条件として実験相関式を用いた手法は、①：サブチャンネル解析×実験相関式、②：巨視的二相流解析×実験相関式、⑤：微視的二相流解析×実験相関式である。①は、サブチャンネル解析で燃料集合体内部の流動解析を行い、局所クオリティ、局所質量速度、圧力、ボイド率等を実験相関式へ与えてCHFを評価することを想定する。この評価方法は、既存炉の評価でも用いられており、既存炉適合性は最も高い。②、⑤における既存炉適合性はその他の手法と比べて卓越してはいない。一部の数値解析手法については、沸騰二相流への適用について研究段階であること、計算コストが大きいことがスコアを下げている理由である。実験相関式を用いた①②⑤については、CHF判定に実験相関式を用いている以上、機構論による拡張性が乏しく、新型炉設計や新型燃料設計へそのまま適用することは難しいという結果である。以上より、②⑤については、既存炉適合性も低くかつ機構論による拡張性も低いことから、今後研究に着手する意義は小さいと考えられる。

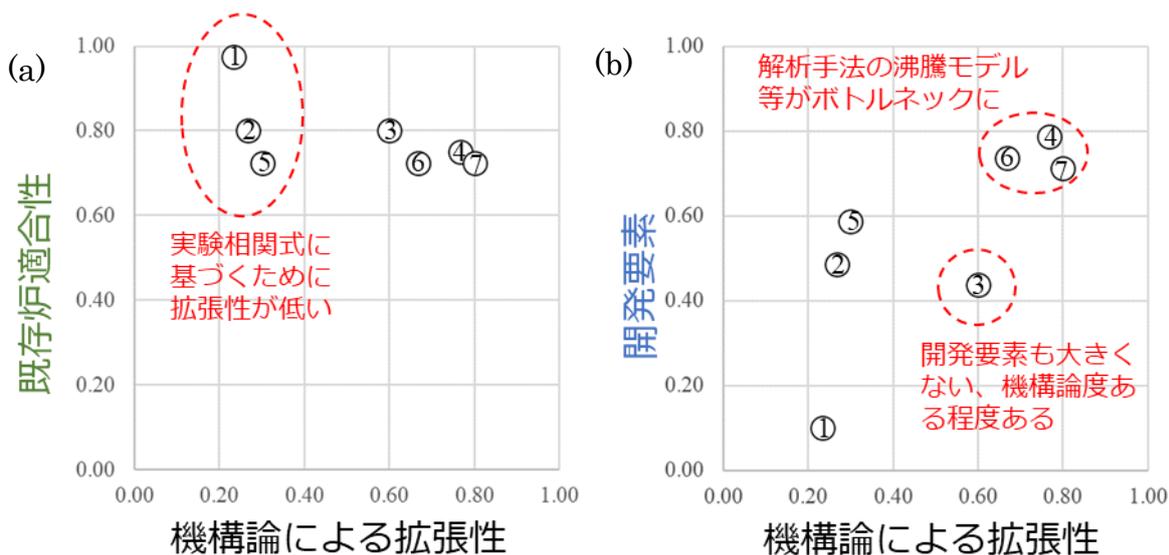


図3 組合せた評価手法の評価結果

表1 CHF判定法と数値解析手法の組合せ

数値解析手法	CHF判定法	No.
サブチャンネル解析	実験相関式	1
巨視的二相流解析	実験相関式	2
	気泡充満モデル	3
	液膜底層ドライアウトモデル	4
微視的二相流解析	実験相関式	5
	気泡充満モデル	6
	液膜底層ドライアウトモデル	7

2-2-2. 気泡充満モデルおよび液膜底層ドライアウトモデルを組合せた場合の既存炉適合性と今後の拡張性

気泡充満モデルや液膜底層ドライアウトモデルを組み合わせた、③：視的二相流解析×気泡充満モデル、④：巨視的二相流解析×液膜底層ドライアウトモデル、⑥：微視的二相流解析×気泡充満モデル、⑦：微視的二相流解析×液膜底層ドライアウトモデルはいずれも既存炉への適合性は現時点では同等となっている。

しかしながら、機構論による拡張性は大きく、今後の開発による既存炉を含めた様々な炉型に対する評価が期待できる。いずれも、解析手法の既存炉運転範囲の再現性（とくに沸騰現象の再現）や大きな計算コストが既存炉適合性へのスコアを下げる結果となっている。将来的な信頼性の高い沸騰二相流解析の実現やスーパーコンピュータの性能向上により、④⑥⑦の既存炉適合性が引き上げられることが期待できる。

2-2-3. 開発要素と今後の課題

図3(b)に、開発要素についてまとめた。サブチャンネル解析と実験相関式を合わせた①の手法は、実験相関式での判定方法として確立し、すでに現行軽水炉の評価に用いられているために、開発要素はほとんど残されていない。特段、開発要素が多いのは、④⑥⑦である。⑥⑦において、開発要素を大きくしている要因は、「微視的二相流解析手法」であり、沸騰二相流解析が研究段階であることに起因している。④において、開発要素を大きくした理由は、液膜底層モデルで必要とされる物理量を、巨視的二相流解析から得るためには、何等かのモデルが必要となるためである。このモデルの実現可否が不透明であるため、確立見込みスコアが影響し、開発要素のスコアが高くなった。ただし、巨視的二相流解析手法の方が微視的解析手法よりも計算コストが抑えられるため、④におけるモデルが開発できるのであれば、拡張性も高く計算コストも低い評価手法が期待できる。一方、③は、巨視的解析手法と気泡充満モデルを組み合わせた評価手法であるが、機構論度もかなり高く、開発要素もさほど大きくはないため、ある程度実現が見込める。よって、実現の可能性は高く、将来炉や新型炉への拡張性も期待できることから、開発に注力する価値があると考えられる。開発課題としては、巨視的二相流解析手法における信頼性の高い沸騰二相流解析の実現にあると考えられ、この点を今後の研究課題とすることは価値がある。

2-2-3. 開発が見込まれる手法について

以上の議論に基づき、具体的な評価手法を想定した。開発要素の高さと機構論による拡充性のバランスを踏まえ、今後の将来炉や新型炉および新型燃料設計のために汎用性のある評価手法を選ぶとすると、③巨視的二相流解析—気泡充満モデル、⑦微視的二相流解析—液膜底層ドライアウトモデルが挙げられ、これら2つの評価手法について議論を行った。

(1) 巨視的二相流解析手法—気泡充満モデルの組合せ

具体的な予測方法：気泡充満モデルでは、伝熱面近傍におけるボイド率に閾値（臨界ボイド率）を与えCHFを判定する。よって、数値解析によって伝熱面近傍のボイド率が適切に算出できれば、数値解析との組合せによってCHFを予測することができる。解析手法としては、Fluent、STAR-CCMなどの商用CFDコードをはじめ、3次元二流体モデルを用いた計算コードが想定される。

用途や利点：相応の空間解像度が要求されるため、計算コストは比較的大きい。よって、実機評価等では解析対象は最大でも集合体1体～数体に限定される。このため、炉心全体はサブチャンネル解析コードなどを併用し、注目される集合体について本手法を用いるなどの運用が想定される。燃料集合体形状を解析メッシュで再現でき、内部流動は3次元二流体モデルによって解くことができるため、新型燃料や新型炉における燃料形状を反映することができる。また、炉心全体で沸騰を許容する運用の場合は、炉心全体を新たにモデル化して、径方向の二相流挙動も含めて計算できるため有効である。

実現までに課される課題：気泡充満モデルについては、調整パラメタを用いて導出された臨界ボイド率を含め、モデルの信頼性について実験研究に基づき検証が必要である。これには、CHF発生時の伝熱面近傍のボイド率分布を取得する必要がある。よって、伝熱面近傍の適切な領域におけるボイド率を必要な精度で計測することが課題となる。また、可視化技術を用いて、実際のCHF発生時の発熱体表面の状況について観測することが現象の理解を進めるために重要である。また、3次元二流体モデルを用いた伝熱面からの沸騰を含む解析の妥当性検討も望まれる。気泡充満モデルでCHF判定に必要な気泡層の中のボイド率は伝熱面から数百 μm 程度の距離であるため、伝熱面近傍で高い解像度が要求される。この点は3次元二流体モデルによる数値解析手法に課される課題となり得る。計算コストも鑑みると、解析での解像度は適度に粗く設定し、CHF判定で必要となるメッシュサイズ未満の伝熱面近傍のボイド率分布について予測するモデルを開発し、

導入する必要がある。

(2) 微視的二相流解析手法—液膜底層モデルの組合せ

具体的な予測方法：液膜底層ドライアウトモデルは、様々な研究者によって提案されている。基本的には、伝熱面上を蒸気泡が覆っている時間の長さ (=蒸気泡の長さ/蒸気泡の速度) と、蒸気泡の下に形成される液膜厚さが CHF 予測のための重要なパラメータである。蒸気泡の下に形成される液膜厚さが数百 μm 以下であることや、形成メカニズムの表現の面においても液膜形成過程を数値解析により再現することが難しい。一方、蒸気泡の形状や通過速度については、界面捕獲法による解析手法に代表される微視的二相流解析手法で瞬時の界面形状が得られる。よって、この評価手法においては、液膜厚さについては理論モデルで求め蒸気泡挙動に関するデータは微視的二相流解析で求めることとなる。

用途や利点：CHF 判定モデルと評価手法どちらにおいても機構論度が高く、直観的にわかりやすい。CHF を予測する過程において計算される二相流動挙動等のデータも新型燃料設計にとって非常に重要な知見となり得る。たとえば、燃料集合体の CHF を向上させる設計を考える際に、蒸気泡の挙動がスペーサグリッドや径方向流れによってどのような影響を受けるのか等についての重要なデータを得ることができる。ただし、計算コストは巨視的解析手法よりも大きくなるため、解析範囲は燃料集合体 1 体が限界であると想定される。感度解析のために多くの解析ケースを計算するというよりも、しっかりと物理を把握しながらの説明性の高い評価をするための計算をする場合に、非常に力を発揮すると考えられる。

実現までに課される課題：液膜底層モデルについて、研究者間で液膜厚さやその算出方法は異なっている。この評価手法を用いるためには、液膜厚さを予測するモデルが必要となる。そのためには、液膜厚さに対する圧力、サブクール度及び流速依存性のデータが必要である。液膜厚さを直接計測した例では小野らの研究 [9]があるが、高圧沸騰域に対して、ここで用いた触針ボイド計での計測は難しく、他の計測手法を検討する必要がある。数十 μm オーダーの気液挙動を数 ms 以下の時間分解能で計測する必要があり、先進的な計測技術の導入がブレークスルーになる。VOF 法を用いた界面追跡型の微視的二相流解析手法で伝熱面からの沸騰をシミュレーションしている研究 [10]はあるが、発泡開始の微小な気液挙動からシミュレーションしているため、解析格子は数 μm 以下と設定する必要があり、数 m 規模の燃料集合体を対象とすることに大きな課題がある。解析手法の実験による妥当性確認検証として、CHF 予測に必要な蒸気泡の大きさや速さなど、瞬時局所的な物理量に対する検証が必要となるため、瞬時局所的な気液データを取得できる計測手法が必要とされる。

3. まとめ

本報では、後の CHF 研究において注力すべき研究課題を明確にすることを目的とし、最新の解析技術と機構論的な CHF 予測モデルを組み合わせることで、汎用性が高い CHF 評価手法の提案と、その手法を確立のための課題について検討した。解析手法と機構論的 CHF 評価法の組合せによる評価手法の課題出しの議論を促進するために、いくつかの評価項目・評価軸を設定して定量的なスコア付けを行った。評価軸やスコア値の設定は、委員の主観に基づく議論によるものであり、今後の再考の余地があるものの、抽出された開発課題は今後の研究への取り組みの参考なると考える。

参考文献 [1] L.S.Tong, J. Nuclear Energy, 21, 241-248 (1967). [2] 三菱重工 (株) 「三菱新 DNB 相関式 (MIRC-1) について」 MAPI-1075 改 3(2000). [3] 原子燃料工業 (株) 「原燃工新 DNB 相関式 (NFL-1) について」 KFK-8087 改 1(2000). [4] J.Weisman and B.S.Pei, Int. J. Heat Mass Transf., 26, 1463-1477 (1983). [5] C.H.Lee and I.Mudawwar, Int. J. Multiphase Flow, 14, 711-728, (1988). [6] G.P.Celata et al., Int. J. Heat Mass Transf., 37, 347-360 (1994). [7] Katto, Int. J. Heat Mass Transfer, 33, 1921-1928 (1990). [8] W.Liu et al., Int. J. Heat Mass Transf., 43(18), 3371-3390, (2000). [9] A.Ono and H.Sakashita, Int. J. Heat Mass Transf., 50, 3481-3489. [10] Y.Sato and B.Niceno, Int. J. Heat Mass Transf., 105, 505-524.

Planning Lecture | Board and Committee | Committee of Open School, Committee of Public Information

[2K_PL] The state of open schools in the with Corona era

Chair:Naoto Hagura(TCU)

Tue. Mar 14, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room K (13 Bildg.2F 1322)

[2K_PL01] Current status of open school activities

*Shigeo Yoshida¹ (1. Tokai Univ.)

[2K_PL02] Status of initiatives in various parts of the country from the standpoint of science museum staff

*Tomohisa Kakefu¹ (1. JSF)

[2K_PL03] What to Expect as a Nuclear Energy Commissioner -Open school as a place to receive a sense of citizenship-

*Yukiko Okada¹ (1. AEC)

[2K_PL04] General Discussion

広報情報委員会 オープンスクール小委員会セッション

with コロナ時代のオープンスクールの在り方

The state of open schools in the with Corona era

(1) 原子力オープンスクール活動の今

(1) Current status of open school activities

吉田 茂生

東海大学 (OS 小委員会委員長)

1. 原子力オープンスクールの経緯

1992年(H4)3月、東海大学にて開催された日本原子力学会「春の年会」の際に、第1回オープンスクール(OS)が開催されて以来、31年を経過することとなった。今日の生徒・学生に対する「理科(理系)」離れ、特に「原子力・放射線」離れ、すなわち本知識に関する理解や関心の不足をくい止めることを主体とし、併せて一般市民に原子力・放射線に関する偏りのない、正しい知識を提供し、原子力・放射線の関心・理解を深めることを目的とした。これは支部組織(北海道, 東北, 北関東, 関東・甲越, 中部, 関西, 中国・四国, 九州、以上8支部)を中心に各地で開催され、公正で中立な学会が実施する原子力・放射線に関するユニークな教育・広報活動の場としても定着し、全支部にて年間40件弱の開催数を実施している。しかし、この経緯は順風満帆な活動展開とは言えず、2011(H23)年3月の甚大な被害を及ぼした東日本大震災及び東京電力福島第一原子力発電所事故に伴っては強烈なショックと無力感を感じざるを得ない状況を迎え、さらに今日の新型コロナ渦では、OSの最も中核を成し機動力とする「対面・対話・密」を要するスタンスが奪い取られる状況を迎えるなど、開催縮小となったことは自明の理である。またこの背景では、中・高の学習指導要領の改正に伴い「放射線」が理科教育に30年ぶりに復活し、2021(R3)年度の全面実施へと大きく変化する場面も見られている。本企画セッションでは、このOS活動の現状と今後の『With コロナ時代』に向けての展開について紹介し、次世代層へのより効果的な活動展開が議論できる機会の場合となればと考える。

2. 各支部での原子力オープンスクールの開催状況

各支部での展開は様々であり、①大学祭・オープンキャンパス等の活用、②大型研究施設・科学館等の活用、③出前授業(科学体験教室・放射線セミナー等)、④科学イベント(科学の祭典等)への出展、⑤大学授業の活用、等々の場面にて、霧箱や放射線測定、エネルギー・環境に関連した複数の科学体験コーナーへの参加体験・展示型のもの、また、講義・実験を体験するもの、施設見学を含めた体験実験など、各支部独自の工夫を凝らした活動展開がなされている。参加年齢層も対象により、親子から小・中・高校生、大学生、一般と、老若男女を問わず幅広い範囲の参加年齢層への対応となっている。また、支部間共通する点は、大学生・院生をスタッフとして起用し、現場にて参加者とのコミュニケーションに対応し易く心掛けられており、さらには準備段階より運営に関わる中で、若き人材育成につながるような対応に努力がなされている。

3. With コロナ渦での各支部原子力オープンスクールの展開

「三密」を避けたコロナ渦にあっては、これまでの対面重視から大きく対処方法を工夫せざるを得ない状況となった。施設等の活用については、開催の中止・延期・規模縮小等の対応は必至となる中、動画を制作し、コンテンツとしてYouTubeチャンネルにアップ、さらにそれらに対話型ライブ配信への対応に検討するなど、多数の工夫がなされた。また、出前授業もオンライン形式となったが、これまで直接現場にて対応するOS担当者の代わりに、現場で対応する教員に実験等の対処に事前の十分な打合せを経て、ライブ配信を通じた対面的な対応を可能とし、現場担当教員の理解促進にも貢献できている。この様に厳しい状況下にあっても、決して「伝える活動を止めない、諦めない」とする強い使命感にて、徹底した新型コロナ感染防止対処を施し、各支部様々な工夫を施した形態にて、地道な活動展開がボランティア的に実施されている。

Shigeo Yoshida

Tokai Univ.

広報情報委員会 オープンスクール小委員会セッション

with コロナ時代のオープンスクールの在り方

The state of open schools in the with Corona era

(2) 科学館職員の立場から全国各地の取り組み状況について

(2) Status of initiatives in various parts of the country from the standpoint of science museum staff

掛布 智久

公益財団法人日本科学技術振興財団

1. はじめに

オープンスクール活動の意義とはいったい何だろうか。原子力人材育成や原子力平和利用に対する社会理解は極めて厳しい状況にあると言わざるをえない。学会員のさらなる獲得、透明性の確保、社会貢献活動等を担ってきたと考えられるオープンスクール活動について、科学館職員の立場から with コロナ時代を見据えた今後を考察してみた。

2. 科学館等との連携

学会外に向けた発信の場の1つとしての科学館等と連携したオープンスクール活動は、コロナ前から数多く実施されてきた。科学館等での開催はいつでも一定の集客が見込めるため、オープンスクール（出展）側にとって展示内容や講師の手配に注力できるというメリットがある。当財団が運営する科学技術館をはじめ日本全国の科学館等では様々なイベントが開催されており、科学の祭典 (<http://www.kagakunosaiten.jp/>) などオープンスクールとして出展しやすいイベントも数多く存在する。

実は、この連携は日本全国の科学館等にとってもメリットは大きい。なぜならば、学会との連携は自主企画に比べ実施しやすいだけでなく、イベント開催による入館者の増加や満足度向上を見込むことができ、学術的に高い情報発信や観察・実験等の開催は科学館等のステータスが上がる内容となるからである。

3. オープンスクール活動の信頼性、活動の場を増やすこと

オープンスクール活動の透明性を確保するには、ホームページ等を活用して広く周知する必要があるだろう（日本原子力学会のホームページでは、オープンスクール小委員会の名前のみ紹介されている）。科学館等で開催する場合、参加者は科学館等に訪れた市民（児童生徒並びにその保護者が中心となる）となる。参加者が本活動に深く関心を示した時の受け皿としても、ホームページは有効なツールとなるだろう。

科学館等でのオープンスクール活動は、参加者に観察・実験によるハンズオン（実際に触って学ぶ）の機会を提供するだけでなく、講師側にとっても様々なメリットがある。例えば、何度も繰り返して説明することや質問に回答することによる理解の深まり、参加者の笑顔に触れることによるモチベーション向上などに大きく寄与している。

4. オフライン（対面）とオンラインの棲み分け

教育現場では、ギガスクール構想による1人1台タブレットが導入され、さらにコロナ禍がICTのさらなる普及につながった。オンラインは移動時間も費用も必要なく、日本各地をつないだ会議も可能とし、情報配信・共有といった点においても圧倒的に有効なツールとなった。

当財団では、放射線教材コンテスト (<https://www.radi-edu.jp/contest>) の受賞者による発表会を、昨年末にハイブリッドで開催した。オンラインが苦手とする多対多のコミュニケーション、受賞者と参加者が会話しながら作品に対する想いを理解するには対面が望ましいといえよう。その一方で、教材内容はオンラインによる動画の視聴で十分に理解できる。(<https://www.radi-edu.jp/contest/list-of-award>) これはオープンスクール活動にも当てはまることであり、活動内容をしっかりと見定め、オフライン（対面）とオンラインを上手に使い分けていくことが今後求められていくだろう。

Tomohisa Kakefu

Japan Science Foundation

広報情報委員会 オープンスクール小委員会セッション
with コロナ時代のオープンスクールの在り方
The state of open schools in the with Corona era

(3) 原子力委員として期待すること

—市民感覚を受け取る場としてのオープンスクール—

(1) What to Expect as a Nuclear Energy Commissioner
-Open school as a place to receive a sense of citizenship-

岡田往子

内閣府 原子力委員会

1. 原子力オープンスクールとのかかわり

私の原子力オープンスクールの出会いは、1995年東京工業大学で開催された日本原子力学会でのことと記憶している。その中で、ひときわ輝いていたのがウイメンズ・エナジー・ネットワーク（WEN）のブースでした。放射線や原子力のことを女性が丁寧に説明している姿に「原子力分野にこんなに女性がいるのだ」と思ったことを覚えている。それがきっかけでWENの会員になり、私は1998年の近畿大学で行われた原子力オープンスクールから参加している。そのころ、関東甲越支部が立ち上がり、さらに、原子力オープンスクール委員会が設置されたと記憶しているが、時期など定かではない。その後、原子力オープンスクール委員となり、1999年から、武蔵工業大学（現東京都市大学）学園祭時期に原子力オープンスクールをWENメンバーの協力を得、開催して、今に至っている。毎回、趣向を凝らして、学生との協力の下で実施した。小学生への出前講座を年に数回開催した。これらの活動は学生の教育効果もあり、人材育成に貢献した。原子力委員会は「原子力利用に関する基本的な考え方」で国民への理解の必要性やコミュニケーション活動、人材育成について述べている。本企画では私の経験を話しながら、教育・理解促進の重要性について、語りたい。

2. 市民感覚を受け取る場としての原子力オープンスクール

原子力委員会では5年ごとの「原子力利用に関する基本的な考え方」の見直しを行い、本春の大会前には、公表される見込みである。その中には、「国民が自分事として捉える」環境づくりが必要であると記されている。しかし、国民ひとり一人が自分事と捉えるためには、説明側が相手の理解できる言葉で伝えなければならない。それには専門家と一般の方々とを結ぶ、**翻訳者**の必要性があり、その人材を育てなければならない。翻訳者の育成と同時に一般の方々に関心をもってもらうための**きっかけづくり**も必要になる。日本原子力学会の原子力オープンスクールの活動は、まさしく**きっかけの場**の一つだと考えている。**きっかけの場**では学会員・学生会員・今後活躍が期待される学生会員予備軍がいろいろな**仕掛け**を考え、試行錯誤を繰り返して、手法を凝らして、一般の方々と向き合う。そこでは、現場でしか味わうことができない感覚を肌身で感じることができる。特に学園祭のような場は、属性の異なる老若男女が集う場である。そこでの体験は貴重である。また、**翻訳者**を育成するには、専門家の指導も必要になる。専門家もそういった場で、属性の異なる人々と接し、非常に貴重な体験ができる。

例えば、田村市の小学校の体験では、5・6年生が調べ学習で調べた模造紙いっぱいの疑問、その中で解決しない事柄について、私が応える機会があった。私の応えが子供たちに通じないことがある。その時担任の先生が**翻訳者**となって、うまくつないでくれた。これは、私の貴重な体験になった。

原子力オープンスクールを、**専門家の市民感覚**を身に着ける場、将来の研究者や技術者の**翻訳者**としての**育成の場**として、原子力利用の理解促進のみならず、教育の場として継続してほしいと願っている。

Yukiko Okada

Japan Atomic Energy Commission

(Tue. Mar 14, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room K)

[2K_PL04] General Discussion

対面で密なコミュニケーションをとることで「原子力・放射線」の知識普及に努めてきたオープンスクール（OS）活動は、コロナ禍において極めて活動が難しい状況になった。しかし、「伝える活動を止めない、諦めない」ことが重要との思いで、各支部メンバーは様々な工夫をこらしながら取り組みを継続している。本企画セッションでは、このOS活動を学会員及び一般の方々に紹介するとともに、これからの“withコロナ時代”にどのような工夫や取り組みをすることで、次世代層へのより効果的な活動が展開できるかを議論する場にしたいと考えている。

Planning Lecture | Technical division and Network | Advanced Reactor Division

[2L_PL] Path forward for development of advanced reactor and nuclear fuel cycle technologies

Chair:Takaaki Sakai(Tokai Univ.)

Tue. Mar 14, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room L (13 Bldg.2F 1323)

[2L_PL01] Technology roadmap for innovative reactor development toward the realization of carbon neutrality and energy safety security

*Ken Kurosaki¹ (1. Kyoto Univ.)

[2L_PL02] Desirable direction of fast reactor development since 2024

*Shoji Kotake¹ (1. JAPC)

[2L_PL03] Current status of nuclear fuel cycle technology development

*Masayuki Takeuchi¹ (1. JAEA)

新型炉部会セッション

新型炉及び核燃料サイクルの技術開発の方向性

Path Forward for Development of Advanced Reactor and Nuclear Fuel Cycle Technologies

(1) カーボンニュートラルやエネルギー安全保障の実現に向けた革新炉開発の

技術ロードマップ

(1) Technology roadmap for innovative reactor development toward the realization of carbon neutrality and energy safety security

*黒崎 健^{1,2}¹京都大学、²福井大学

1. はじめに（次世代革新炉開発・建設をとりまく状況）

2050年カーボンニュートラルやエネルギー安全保障などを背景として、原子力発電に係る期待が大きく膨らんでいることを、最近ひしひしと感じている。この期待に応えるための方策の一つに、次世代革新炉の開発・建設がある。次世代革新炉の開発・建設に関しては、特に海外での進展が著しい。ロシアは高速炉をはじめとする革新炉を含む原子力開発を長年継続的に進めている。近年、それに中国が加わる形で、東側諸国が世界の原子力業界を席卷しつつある。一方、米国や英国をはじめとする西側諸国は、2000年代初頭の原子力カルネッサンス以降原子力開発が停滞していた。ところが、原子力をとりまく最近の世界情勢を受けて、特に軽水型 SMR（小型モジュール炉）や高温ガス炉の開発・建設を中心に、原子力復興を成し遂げようとしている。米国やカナダでは、2020年代後半から2030年代前半にかけて、様々な SMR の初号機運開が計画されている。仏国は、再エネと原子力を中心に添えて、2050年カーボンニュートラル未達を防ごうとしている。このときの原子力発電は、大型の革新軽水炉が中心になるとの見方が強い。

こういった海外情勢のとも、我が国では、2011年の福島第一原子力発電所の事故以降現在まで、新規性基準に対応するための安全対策や再稼働に関する事業はあったものの、少なくとも「新しい原子力」に関する事業は殆どなされていない。この空白の十年間における原子力事業の停滞は、原子力分野における技術力低下、人材枯渇、サプライチェーン弱体化といった危機をもたらしている。この危機を打破するために、いくつかの策が施されている。具体的には、経済産業省と文部科学省による原子力イノベーション実現に向けた支援プログラム（NEXIP: Nuclear Energy × Innovation Promotion）の実施や経済産業省の革新炉ワーキンググループ [1]での議論などである。

2. 革新炉ワーキンググループでの議論の概要（ポートフォリオと技術ロードマップ）

革新炉ワーキンググループでは、次世代革新炉の開発・建設をテーマに掲げ、様々な議論をしてきている。2022年4月20日に第1回WGが開催され、7月29日の第4回WGではこれまでの議論の中間とりまとめを行い、その後、2022年10月24日の第5回WGと2022年11月2日の第6回WGにおいて議論の深堀りを進め、現在に至っている。各回での議論の内容を簡単にまとめたものを、表1に示す。

革新炉ワーキンググループでの議論を通じて、様々なアウトプットが出てきている。その中でも、ポートフォリオと技術ロードマップは、わかりやすく影響力の大きなものだと認識している。ポートフォリオとは、次世代革新炉の範疇に入るとされる五つの炉型（革新軽水炉、小型軽水炉、高速炉、高温ガス炉、核融合炉）に対して、技術成熟度・時間軸、規制対応、サプライチェーン、市場性、非エネ分野への貢献という五軸での評価結果を示したものである。図1にポートフォリオを示す。◎や△といった印をもとに、様々な革新炉の得手不得手、課題、今後注力すべき点などが一目でわかるようになっている。例えば、技術成熟度や規制対応の観点からは大型の革新軽水炉に一日の長がある。一方、廃棄物有害度低減の観点からはプルトニウムやマイナーアクチノイドの燃焼が可能な高速炉に強みがある。さらに、高温ガス炉は水素製

2023年春の年会

造という特徴的な用途がある、といった具合である。このポートフォリオをもとに、五つの炉型ごとに、時間軸を意識した技術ロードマップを作成している。一例として、革新軽水炉のロードマップを、図 2 に示す。

表 1 革新炉ワーキンググループでの議論の概要

開催回	開催日	議論の内容
第 1 回	2022 年 4 月 20 日	<ul style="list-style-type: none"> 革新炉開発の背景と価値 我が国における革新炉開発の取り組み
第 2 回	2022 年 5 月 19 日	<ul style="list-style-type: none"> 革新炉開発の背景と価値（つづき） 核燃料サイクルと原子力利用シナリオ 米国の革新炉開発の状況
第 3 回	2022 年 7 月 1 日	革新炉開発の課題（規制、サプライチェーン、先行する米国の状況）
第 4 回	2022 年 7 月 29 日	これまでの議論の整理と中間とりまとめ（骨子案）の確認
第 5 回	2022 年 10 月 24 日	<ul style="list-style-type: none"> 革新軽水炉の一例の紹介 深掘りしたほうがよいと考えられる四つの議論（①事業環境整備、②開発体制・司令塔組織、③サプライチェーン・人材の維持強化、④研究基盤整備）の提案 ①事業環境整備、②開発体制・司令塔組織、についての議論
第 6 回	2022 年 11 月 2 日	<ul style="list-style-type: none"> 革新炉開発に関する検討の深掘りについて ③サプライチェーン・人材の維持強化、④研究基盤整備についての議論

	技術成熟度・時間軸	規制対応	サプライチェーン	市場性					非エネ分野
				経済性	水素製造	負荷追従	資源の有効利用	廃棄物有害度低減	
革新軽水炉	◎ ※既存技術を活用可	◎ ※既存規制を活用可	◎ ※既存軽水炉のサプライチェーン有	◎ ※現行の軽水炉と同水準	△	○	△	△	○
小型軽水炉	海外	○	◎~◎ ※日本が得意とする大型鍛造品が不要のケースも	◎ ※米国のガス火力並が目標	△	○ ※モジュールごとの制御により負荷追従可能なものも	△	△	○
	国内	○	△ ※基準の議論が必要	○~◎	?				
高速炉	○	○	◎ ※常陽、もんじゅの実績	◎ ※現行の軽水炉と同水準	○	◎ ※熔融塩の蓄熱システムを組み合わせた負荷追従可能	◎	◎ ※Pu・MA燃焼可	◎ ※医療用PI製造可
高温ガス炉	○	○	◎ ※HTTRの実績	◎ ※コジェネで経済性向上	◎ ※高温を活用した水素製造可	◎	△	△ ※高燃焼度で処分場面積低減(○)	○ ※耐高温材料製造技術の獲得
核融合炉	× ※要素技術の開発段階	△	○ ※ITERで部分参加	?	◎	?	?	◎ ※高レベル放射性廃棄物発生せず	○ ※コイルがヒックス粒子釜見に見込

図 1 革新炉開発のポートフォリオ（出典：経済産業省第 4 回革新炉ワーキンググループ、資料 3「カーボンニュートラルやエネルギー安全保障の実現に向けた革新炉開発の技術ロードマップ（骨子案）」（https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/denryoku_gas/genshiryoku/kakushinro_wg/pdf/004_03_00.pdf）を加工して作成）

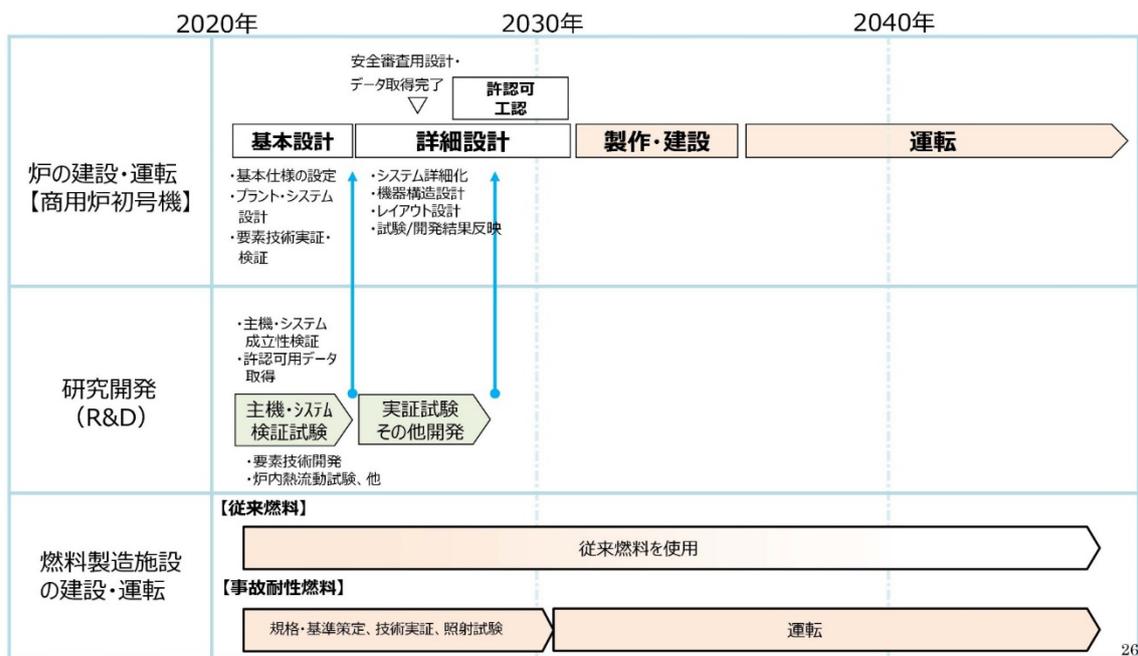


図 2 導入に向けた技術ロードマップ（革新軽水炉）（出典：第 33 回原子力小委員会、参考資料「カーボンニュートラルやエネルギー安全保障の実現に向けた革新炉開発の技術ロードマップ（骨子案）」（https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/denryoku_gas/genshiryoku/pdf/033_s02_00.pdf）を加工して作成）

革新軽水炉の技術ロードマップでは、商用炉初号機を対象とした炉の建設・運転、研究開発、燃料製造施設の建設・運転の三つの項目について、それぞれの実施項目とスケジュールを線表化している。炉の建設・運転の項目では、基本設計から始まり、詳細設計、製作・建設、許認可・工認をはさみ運転へと続いていく流れが示されている。この技術ロードマップでは、2030年代中旬に運開となるようなスケジュールが示されている。これに連動する形で研究開発が行われ、得られた成果は基本設計や詳細設計に反映される流れとなっている。燃料製造施設の建設・運転では、従来燃料を使う場合と事故耐性燃料を使う場合の二階建て構造が示されている。事故耐性燃料の導入に向けて、企画・基準策定や技術実証、照射試験の必要性やスケジュール感が示されている。

なお、このような技術ロードマップは、事業者等からの個別ヒアリングを踏まえて、あくまで「研究開発を進めていく上での目標時期」として策定されたものである。そのため、実際に建設を行う場合の運転開始時期等は、立地地域の理解確保を前提に、事業者の策定する計画に基づいて決定されるだろうということに、注意を払う必要がある。

3. おわりに（その他の今後検討が必要とされる議論など）

本稿では、革新炉ワーキンググループで議論してきたポートフォリオと技術ロードマップについて概説した。一方で、次世代革新炉の開発・建設を進めるうえで、今後検討が必要とされる議論は他にもたくさんある。例えば、規制やファイナンスといった事業環境整備、司令塔組織を含む事業の実施体制、サプライチェーンの維持・強化、こういった活動を将来担っていく人材の育成や確保、国研や大学のインフラをはじめとする研究基盤の整備等である。また、核燃料サイクルや運転期間との関係も重要である。当日は、これらの検討事項についても、時間の許す限り紹介したい。

参考文献

- [1] 経済産業省革新炉ワーキンググループのホームページ、アクセス日：2022年12月15日
https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/denryoku_gas/genshiryoku/kakushinro_wg/index.html

新型炉部会セッション

新型炉及び核燃料サイクルの技術開発の方向性

Path Forward for Development of Advanced Reactor and Nuclear Fuel Cycle Technologies

(2) 2024年以降の高速炉開発の在り方

(2) Desirable direction of fast reactor development from 2024

*小竹 庄司¹¹日本原子力発電株式会社

1. はじめに

2022年度は、高速炉開発において重要な進展が見られた。まず、2018年12月に「原子力関係閣僚会議」で決定された高速炉開発に関わる「戦略ロードマップ」に沿って、国際協力も活用して進めている高速炉の共通基盤技術の整備（経産省の高速炉委託事業）と多様な技術間競争（経産省により支援される NEXIP イニシアチブ）で推進された複数の高速炉技術に対して、2024年以降に採用する可能性のある技術の絞り込みを、有識者による委員会を立ち上げ開始した[1, 2]。また、「戦略ロードマップ」の改訂が行われ、実証炉開発に向けた具体的なマイルストーンを設定するとともに、高速炉開発に関わる関係機関（経産省、文科省、JAEA、電力、メーカー）の役割がより明確にされた[3]。

本報では、高速炉とその燃料サイクル（以下、高速炉サイクルという）の実用化に向けた我が国の取り組みと、今後の展望を紹介する。

2. 有望な技術の絞り込み

2.1 「高速炉技術評価委員会」と評価対象概念

2024年以降の高速炉開発の在り方を決定していくためには、2023年末には多様な技術間競争を踏まえた技術のメリット・課題を検討・評価していく必要がある。このために、2022年度に、「高速炉開発会議」の「戦略ワーキンググループ」の下に「高速炉技術評価委員会」を設置し、各技術のメリット・課題を評価し、国の2024年以降の高速炉開発の在り方について検討した。そこでは、対象概念の技術成熟度と必要な研究開発、実用化された際の市場性、具体的な開発体制の構築と国際的な連携体制、実用化する際の規制対応等の観点から検討し、開発の方針案としてまとめられ、「戦略ワーキンググループ」に報告された。

評価対象とした高速炉技術は、「戦略ロードマップ」策定以降、経産省における研究開発事業に参画してきた事業者から提案された、ナトリウム冷却高速炉3概念、軽水冷却高速炉1概念、溶融塩高速炉1概念の5つである。

2.2 開発を優先すべき冷却材

2022年度には、同委員会にて今後の開発で優先すべき高速炉の冷却材としてナトリウムが最も有望とされ、「戦略ワーキンググループ」に報告・了承された。その理由は以下のとおりである。

2016年12月の「高速炉開発の方針」では、MOX燃料によるナトリウム冷却炉を念頭に高速炉開発を継続することが掲げられたが、ナトリウム冷却高速炉は「技術の成熟度と必要な研究開発」、「実用化された際の市場性」、「具体的な開発体制構築と国際的な連携体制」、「実用化する際の規制対応」の4つの観点から優れていることが改めて確認された。加えて、実験炉「常陽」、原型炉「もんじゅ」を経て、民間企業による研究開発が進展し、国際的にも導入が進んでいることも考慮し、今後開発を進める概念として最も有望であることが確認された。

この一方、ナトリウム冷却炉は実用化プロジェクトの空白により、既にサプライチェーンに脆弱性が出ている。こうした状況から、高速炉技術の2050年カーボンニュートラルに向けた貢献を見通し、市場の予見性を担保するため、2024年より実証炉の概念設計を開始すべきであり、また、燃料技術の研究開発計画につい

ては、戦略的柔軟性を持たせつつ、JAEA による実証のための施設整備や国際協力の活用の可能性を含めた検討をすべきであることも指摘された。

軽水冷却高速炉は、本格的な高速炉利用までの繋ぎの技術として、その効果を発揮できる可能性を有している。2024 年以降の技術実証の見通しを得るため、その燃料技術の実現性・許認可性・開発ニーズについて引き続き検討が必要とされた。

溶融塩高速炉は、実現すれば放射性廃棄物の減容・有害度低減とウラン資源の有効利用について高い性能を発揮する可能性を有しているため、大学等の学術機関における研究を含めた基礎・基盤的な研究の継続が望まれる。また、将来に繋がる人材育成が必要であるとされた。

3. 戦略ロードマップの改訂

3.1 具体化された作業計画

今回の改定で、具体化された開発のマイルストーンは以下のとおりである。

- ① 2023 年夏：2024 年から開始する実証炉の概念設計の対象とするナトリウム冷却高速炉を選定
- ② 2024 年度から 2028 年度：実証炉の概念設計と研究開発
- ③ 2026 年頃：燃料技術の具体的な検討
- ④ 2028 年頃：実証炉の基本設計・許認可手続きへの移行判断

これらの開発を進めるに当たっては、我が国での高速炉開発プロジェクト、特に機器製造や建設経験の長期空白によって、既にサプライチェーンに脆弱性が出ていることに留意し、幾つかの産業技術の維持及び再構築が必要になる。そのためには、早期に建設計画を具体化し、高速炉技術が 2050 年カーボンニュートラルの実現及びそれ以降の安定的な持続に向けて貢献できることを見通せるようにしていくことが重要である。

3.2 関係機関の役割分担

国は、エネルギー基本計画、原子力利用に関する基本的考え方等を通じて、将来的な原子力開発の方向性を示すとともに、「戦略ロードマップ」において高速炉研究開発の目標と実用化に向けた工程を提示し、研究開発を先導する役割を担う。これによって、民間による実用化の予見性を高め、サプライチェーンの維持・強化につなげていくことが可能になる。加えて、経産省と文科省の役割分担を適切に行い、高速炉サイクル技術の開発をそれぞれ整合するように進めていく重要な役割がある。

次いで、高速炉の実用化開発を進めていくには、原型炉「もんじゅ」を含む高速炉開発プロジェクトマネージメントに係る反省に立ち、関係者間の調整を能動的に実施しつつ、炉と燃料サイクルの開発を整合させて進めていけるよう、研究開発全体を統括する機能を新たに強化することが必要である。具体的には、今後、JAEA の研究開発力と電力のプロジェクトマネージメント能力を結集した開発の司令塔機能、規模、組織形態等を特定していくことを検討していくこととされた。

JAEAには、高速炉サイクル技術の多くが蓄積されており、「常陽」、「大型ナトリウム試験施設」、「燃料サイクル試験施設」等の高速炉サイクルに特有の施設を保有しており、これらを有効に活用していくことが不可欠である。実証炉の実現に向けて、これまで JAEA が中心になって担ってきた研究開発（炉心燃料開発、シビアアクシデント対策を含めた安全技術、関連する燃料サイクル技術等）を行うとともに、開発支援を含む民間への技術移転を進めていくことが必要とされた。燃料サイクル技術は、研究開発のために大量のプルトニウムを扱い、ホット試験が必要となる等、民間が主体的に開発を進めるにはハードルが大きいことから、当面は、軽水炉の燃料サイクルとの共通技術を含めて、JAEA がステークホルダーとの連携を図りつつ開発の中心的役割を果たしていく必要があるとされた。

電力は、高速炉の将来的なユーザとして高速炉開発の方向性やその仕様について意見を述べつつ、軽水炉の建設・運転・保守、地元との共生の豊富な経験や、東京電力福島第一原子力発電所事故後の新規規制基準の対応等を、高速炉の開発において活用することが、社会実装のために重要である。「高速炉開発会議」、その下の「戦略ワーキンググループ」等、国が主導する開発プロジェクトに主体的に参画するとともに、軽水炉の経験を通じて培われたプロジェクトマネージメント能力を活かし、新たな開発の司令塔組織に、人材・ノ

ノウハウ等の提供を積極的に行うこととされた。

メーカについては、多様な技術間競争の結果、高速炉の設計と必要な技術開発の中核を担うメーカを中核企業として選定し、国が掲げる政策の方向性や開発目標に応じた技術開発を推進する。この中核企業は、これまでの高速炉開発の基盤を結集して、高速炉の開発を進め、高速炉の設計作業を行って結果を取りまとめるとともに、プラント構成機器の設計具体化や性能評価のための技術開発を実施する。その設計には、自らが実施する技術開発と JAEA が実施する研究開発の成果を結集させる。同時に、「もんじゅ」を最後に、実機建設の機会が途絶えてしまっていることを念頭に、国際協力を活用しつつ、プラント構成機器や部材調達のためのサプライチェーンの維持・発展に努めることとされた。

4. 2024年以降の進め方

4.1. 実証炉開発

我が国のエネルギー基本計画（2021年10月閣議決定）では、「民間の創意工夫や知恵を活かしながら、国際連携を活用した高速炉開発の着実な推進」とされており、戦略ロードマップにより、高速炉実証炉に適用できる技術基盤の整備を進めるとともに、概念設計を進めることとされている。このため、経産省は2023年度から、高速炉実証炉開発事業に76億円（国庫債務負担含めた総額460億円）を予算案として計上した[4]。

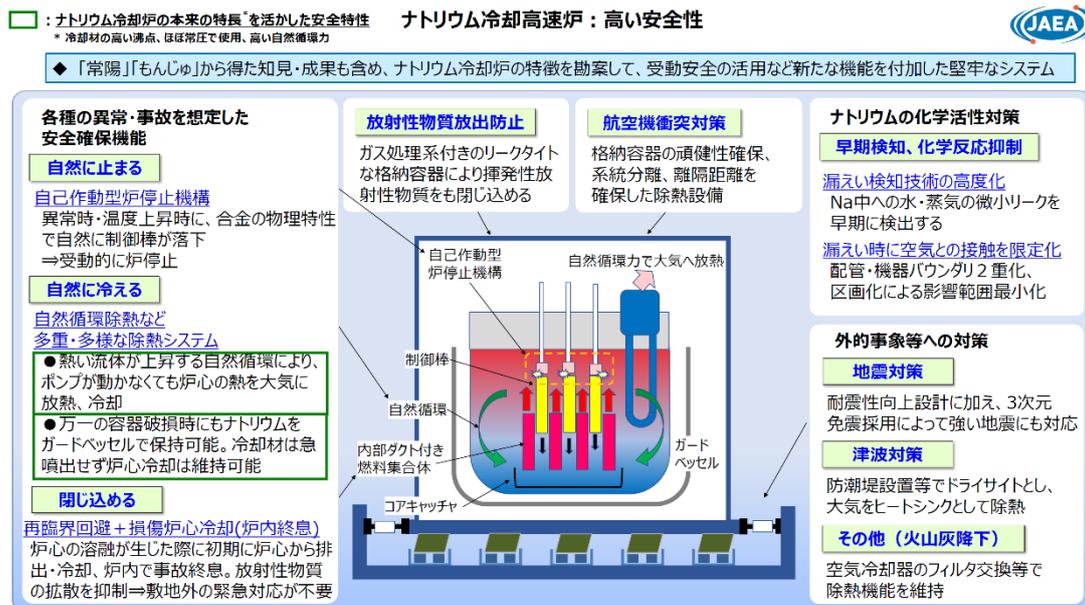
そこでは、国内の高速炉開発の技術基盤を維持するために、高速炉の共通課題に向けた基盤整備と安全性向上に関わる要素技術開発を拡充し、将来の高速炉で重要となる枢要技術の確立と民間企業の開発を支える試験研究施設の整備を進めていく。また、将来の核燃料サイクルの検討に資するデータ整備の充実化を行うとともに、日米・日仏の高速炉協力を活用し、試験データ等に係る知見を充実化することで基盤整備の効率化を目指す。2023年度では、戦略ロードマップにおける技術絞り込みと概念設計に必要となる R&D を行い、国内メーカの技術基盤を維持しつつ、2024年度から概念設計へと進むことを目指すとしている。

4.2. 実用化に必要な研究開発と基盤整備

経産省の総合資源エネルギー調査会 電力・ガス事業分科会 原子力小委員会・革新炉ワーキンググループや、高速炉開発会議 戦略ワーキンググループにおいて、高速炉を含む次世代革新炉の開発に係る方向性の検討が進められる中で、JAEA に対して研究開発基盤に係る中核的な役割が求められていることを踏まえ、文科省は、今後の次世代革新炉の開発に必要な研究開発項目及び基盤インフラの整備などの課題について、研究開発用原子炉、燃料製造及びバックエンド対策等の観点から、専門的・技術的に検討し、課題整理を行うため、学識経験者による「次世代革新炉の開発に必要な研究開発基盤の整備に関する検討会」[5]を2022年10月に設置した。

そこでは、高速炉サイクルの実用化に必要な研究開発と基盤整備について、開発目標としている①安全性向上、②経済性向上、③環境負荷低減性、④資源有効利用性、⑤核拡散抵抗性、⑥柔軟性の区分毎に、必要となる研究開発項目を抽出するとともに、これらを実用化していくまでに必要な試験施設や解析コードの整備等が検討されている。

例えば、安全性向上については、下図に示すように、第4世代原子炉に求められる受動的安全性と、シビアアクシデント時の影響を原子炉容器内に閉じ込め、格納容器の健全性への脅威をならないようにして、周辺住民の緊急退避を不要とできる概念の実現を目指している。



令和4年11月22日 第4回次世代革新炉の開発に必要な研究開発基盤の整備に関する検討会 資料2

5. おわりに

ロシアによるウクライナ侵攻によるエネルギー安全保障に対する認識の高まりと、2050年のカーボンニュートラル実現に向けて政府が推進するグリーントランスフォーメーション(GX)の活動を踏まえ、高速炉サイクル実用化の取り組みを着実に進めていくことが、現世代の関係者に課せられた大きな使命である。今回の戦略ロードマップで設定されたマイルストーンを遅滞なくクリアしつつ、高速炉技術のサプライチェーンを維持・発展させて、まずは、実証炉と燃料サイクルの実証施設の運転開始に結び付けていくことが望まれる。

参考文献

- [1] 第17回 高速炉開発会議 戦略ワーキンググループ：2022年7月29日
- [2] 第18回 高速炉開発会議 戦略ワーキンググループ：2022年9月13日
- [3] 戦略ロードマップ：2022年12月23日原子力関係閣僚会議
- [4] 令和5年度経済産業省関連予算案等の概要：2022年12月23日
- [5] 第4回 次世代革新炉の開発に必要な研究開発基盤の整備に関する検討会：2022年11月22日

新型炉部会セッション

新型炉及び核燃料サイクルの技術開発の方向性

Path Forward for Development of Advanced Reactor and Nuclear Fuel Cycle Technologies

(3) 核燃料サイクル技術開発の現状

(3) Current status of nuclear fuel cycle technology development

*竹内 正行¹¹ 日本原子力研究開発機構

1. はじめに

我が国では原子力の平和利用を進める上で、資源の有効利用や放射性廃棄物の負担低減から核燃料サイクルの推進を基本政策としており、新型炉の開発と同時に、炉と整合した燃料サイクル技術の開発が必要である。2022年12月に改訂された戦略ロードマップでは、燃料サイクル技術は研究開発のために大量のプルトニウムを扱い、ホット試験が必要となる等、民間が主体的に開発を進めるにはハードルが高いため、当面は軽水炉サイクルとの共通技術を含めて、日本原子力研究開発機構（原子力機構）がステークホルダーとの連携を図りつつ、開発の中心的役割を果たす必要性が指摘されている[1]。本件では、原子力機構で進めてきた混合酸化物（MOX）燃料サイクル技術開発を中心に、燃料製造や再処理関連の開発状況や技術の実用化に向けた今後の方向性等について示す。

2. MOX 燃料サイクル開発の現状と今後の課題

2-1. 開発状況の概要

MOX 燃料サイクル技術については、これまでに2006年度から開始された高速増殖炉サイクル実用化研究開発プロジェクト（FaCT プロジェクト）を中心として着実に開発を進めてきた。FaCT プロジェクトはフェーズ I が2010年度まで進められたが、以降はプロジェクトが凍結した状況となっており、その影響により実用化のための研究は停滞し、現在は施設整備を中心に技術維持を進めつつ、主に燃料サイクル技術の基盤的な知見を整備するための技術開発を実施してきている。

これまでに進めてきた MOX 燃料製造技術及び再処理技術の主な開発項目を図-1 及び図-2 に示す[2,3]。図内の開発対象は FaCT プロジェクトで実施してきた革新技術以外に、経済性、環境負荷低減性、核拡散抵抗性等の向上につながる高度化研究を含む。図-1 の燃料製造技術については、経済性向上に向けた技術として、焼結・O/M 比調整技術、中空ペレット検査技術、乾式リサイクル技術の開発とともに、マイナーアクチニド（MA）含有燃料のセル内遠隔製造技術等の開発を進めている。図-2 の湿式再処理技術に関しては、ウラン・プルトニウムの共回収技術や MA 分離技術の開発を中心として、すでに実用化されている PUREX 再処理技術の高度化開発を進めている状況である。

また、MOX 燃料サイクル技術開発と並行して、金属燃料サイクル開発についても電力中央研究所とともに進めており、現在進めている乾式再処理技術開発の概要についても紹介する。

2-2. 主な開発課題と今後の方向性

MOX 燃料サイクル開発では、基本的に軽水炉 MOX 燃料サイクル技術をベースとして、高速炉 MOX 燃料サイクル技術の構築を図る方針であり、MOX 燃料サイクル技術として共通の要素も多い。これまでの開発成果に基づき、図-1 及び図-2 に示した開発対象の技術成熟度（Technology readiness level: TRL）は、現状、燃料製造技術、再処理技術ともにおおむね TRL=4~6 の段階に位置付けられていると評価される。今後、燃料サイクル技術の実用化を図るためには、相対的に TRL 値の低い技術の開発を加速するとともに、最終的には

*Masayuki Takeuchi¹¹Japan Atomic Energy Agency

TRL=7に相当するシステムの試運転段階に引き上げるために、現実的な環境において工学規模で検証するための技術開発に取り組む必要がある。

また、原子力の持続的な利用を進める上では、バックエンド対策として放射性廃棄物の減容化や潜在的有害度の低減を図ることも期待されている。その実現に向けてMAの分離変換技術を確認することが重要な技術課題の一つであり、MA分離技術やMA含有燃料製造技術の開発に力を入れていく必要がある。以上の点を背景に、燃料製造及び再処理分野の各個別技術に係る主な課題に関して、本報告の中で紹介する。

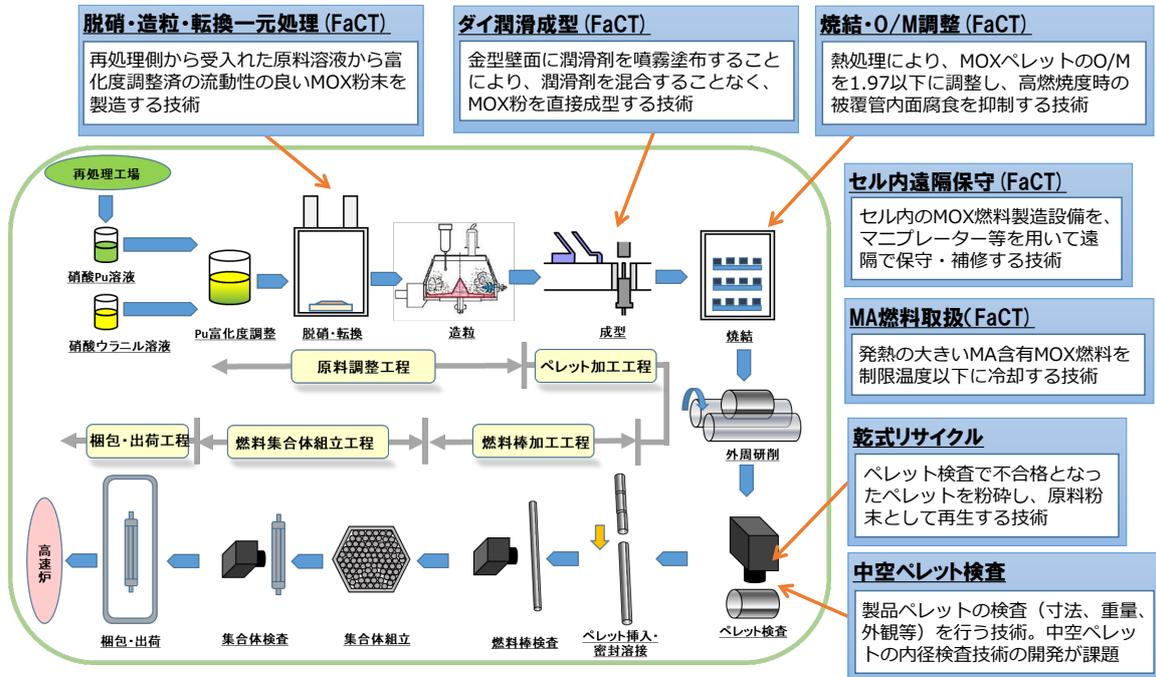


図-1 MOX燃料製造分野における主な開発対象

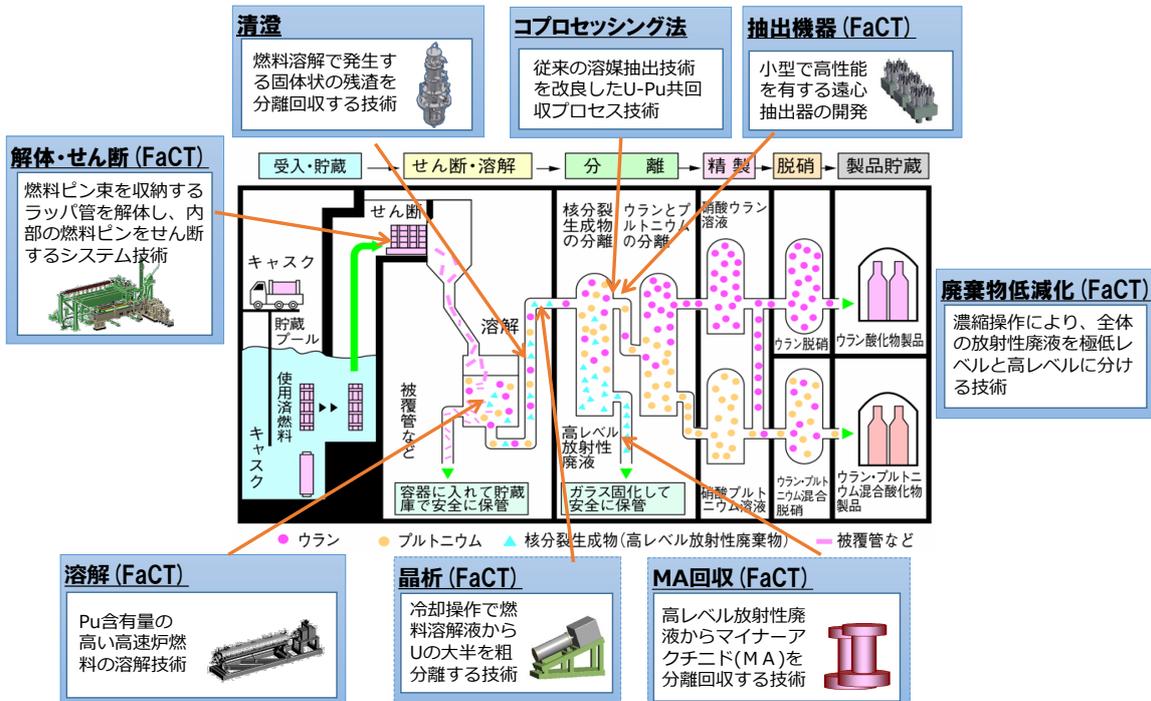


図-2 MOX燃料再処理分野における主な開発対象

3. おわりに

2050年カーボンニュートラルの実現に向けて、原子力が担う役割の重要性が一層高まっている。その中で、新型炉の実現に向けた期待も大きく、昨今では専門家による国レベルでの議論も活発化している状況である。今後は新型炉開発に並行して、燃料サイクル技術も実用化に向けて開発を加速させる必要があり、原子力機構はその中心的役割を担う必要性を認識している。開発の推進にあたり、燃料サイクル技術の実用化に向けた研究開発計画の具体化とともに、実用化開発に必要な施設や体制の整備に関しても着実に進めていく必要がある。

参考文献

- [1] 戦略ロードマップ（改訂案）：令和4年12月23日原子力関係閣僚会議
- [2] 文部科学省「次世代革新炉の開発に必要な研究開発基盤の整備に関する検討会（第3回）」資料2
- [3] 文部科学省「次世代革新炉の開発に必要な研究開発基盤の整備に関する検討会（第4回）」資料5